

# Elektrotechnik und Maschinenbau

ZEITSCHRIFT DES ÖSTERREICHISCHEN  
VERBANDES FÜR ELEKTROTECHNIK

ZEITSCHRIFTLER: H. SEQUENZ UND F. SMOLA, WIEN SPRINGER-VERLAG, WIEN

7. Jahrgang

Wien, 1. Oktober 1960

Heft 19, Seite 421—466

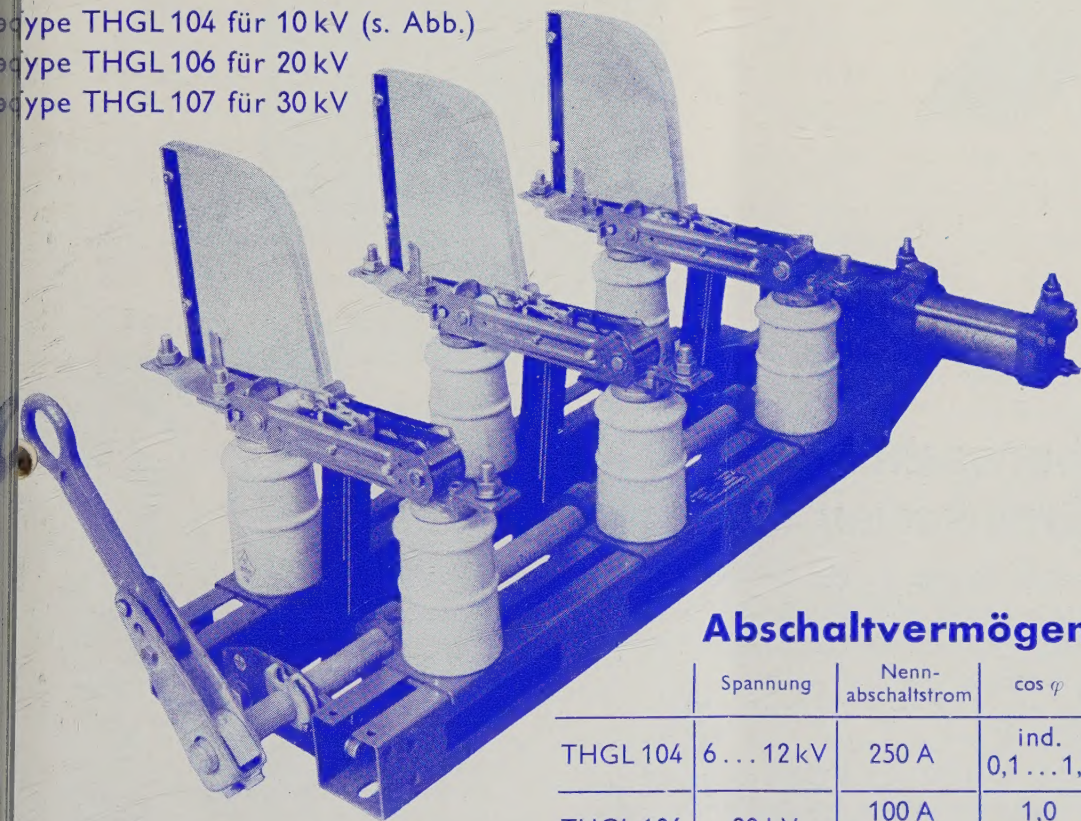
## LASTTRENNNSCHALTER

FÜR INNENRAUMANLAGEN

type THGL 104 für 10 kV (s. Abb.)

type THGL 106 für 20 kV

type THGL 107 für 30 kV



### Abschaltvermögen

	Spannung	Nenn- abschaltstrom	cos $\varphi$
THGL 104	6 ... 12 kV	250 A	ind. 0,1 ... 1,0
THGL 106	20 kV	100 A 30 A	1,0 ind. 0,1
THGL 107	30 kV	60 A 20 A	1,0 ind. 0,1

FABRIK ELEKTRISCHER APPARATE

## SPRECHER & SCHUH

GESELLSCHAFT M. B. H., LINZ, FRANCKSTR. 51

SPRECHER

**S&S**  
& SCHUH





## Maximumüberwachung senkt Ihre Stromkosten

Mittleren und größeren Abnehmern wird außer dem Arbeitspreis (kWh-Preis) auch ein Leistungspreis verrechnet. Zumeist werden die 3 höchsten Monats-Leistungsspitzen (kW-Maxima) eines Jahres der Verrechnung zugrunde gelegt

Mit einer Siemens-Maximumüberwachungsanlage senken Sie diese Leistungsspitzen und damit Ihre Stromkosten. Unser Maximumwächter meldet Ihnen immer rechtzeitig, wann Sie Vergütungsöfen, Kompressoren und ähnliche Verbrauchergruppen, die im Moment für das Betriebsgeschehen nicht unbedingt notwendig sind, abschalten müssen. So sparen Sie Stromkosten, ohne daß Ihre Produktionskapazität darunter leidet.

**SIEMENS - SCHUCKERTWERKE G. E. S. M. B. H.**  
WIENER STARKSTROM WERKE

Generalvertretung der SIEMENS-SCHUCKERTWERKE A. G. Berlin - Erlangen für Österreich



## Grundbegriffe der Kernenergie

Von H. GRÜMM, Wien<sup>1)</sup>

DK 001.4=3:621.039+539.1

### Inhaltsverzeichnis

- 1) Kernphysikalische Grundbegriffe
    - 1,1) Atome, Elementarteilchen, Isotope
    - 1,2) Radioaktivität, Kernreaktionen
    - 1,3) Atomkernenergie, Kernverschmelzung, Kernspaltung
    - 1,4) Zahl der Sekundärneutronen pro Spaltung, Kettenreaktion
    - 1,5) Wirkungsquerschnitte, Resonanzeinfang, Moderator
  - 2) Physik des Kernreaktors
    - 2,1) Kettenreaktion im Natururanreaktor
    - 2,2) Grundformeln des nackten thermischen Reaktors
    - 2,3) Schnelle und intermediäre Reaktoren
    - 2,4) Reaktordynamik, Kurz- und Mittelzeitverhalten
    - 2,5) Reaktordynamik, Langzeitverhalten
  - 3) Wärmeabfuhr aus dem Kernreaktor
    - 3,1) Kühlung des Reaktors
    - 3,2) Wärmequellen im Reaktor, Reaktorleistung
    - 3,3) Zentraler Kühlkanal, Temperaturverteilung
    - 3,4) Optimalisierung des Reaktors
    - 3,5) Kostenrechnung für Kernkraftwerke
  - 4) Haupttypen der Kernreaktoren
    - 4,1) Klassifizierung der Kernreaktoren
    - 4,2) Graphitreaktoren mit Gaskühlung
    - 4,3) Druckwasserreaktoren
    - 4,4) Siedewasserreaktoren
    - 4,5) Organisch moderierter Reaktor
    - 4,6) Homogene Wasserreaktoren
    - 4,7) Wasser-Graphitreaktor, Natrium-Graphitreaktor
    - 4,8) Flüssigmetall-Reaktoren
    - 4,9) Schnelle Reaktoren
  - 5) Strahlenschutz, Sicherheit
    - 5,1) Dosis
    - 5,2) Maximal zulässige Dosisleistung
    - 5,3) Abschirmung, Schild
    - 5,4) Strahlenüberwachung
    - 5,5) Sicherheitsforderungen
    - 5,6) Sicherheitsbericht
  - 6) Stand der Fusionsforschung
    - 6,1) Physikalische Bedingungen
    - 6,2) Behälterfrage, Haupttypen von Fusionsmaschinen
  - 7) Kernenergie in Europa und in Österreich
    - 7,1) Aussichten der Kernenergie in Europa
    - 7,2) Wasserkraft in Österreich
    - 7,3) Kohlen- und Wasserkraftwerke
    - 7,4) Wissenschaftliche Voraussetzungen
    - 7,5) Reaktorzentrum, Atominstitut, Beteiligungen
    - 7,6) Technische Voraussetzungen
- Sachverzeichnis

### Vorbemerkungen

Die Energiegewinnung aus Spaltstoffen ist in wenigen Jahren aus einem Problem der Physik zu einer Aufgabe der Technik geworden. Zahlreiche Spezialisten klassischer Disziplinen, Maschinenbauer, Bauingenieure, Ärzte, Juristen und viel andere sehen sich oft überraschend kerntechnischen Fragestellungen gegenübergestellt. Ihnen ist diese kurze Zusammenstellung der wichtigsten einschlägigen Begriffe gewidmet. Als Form wurde eine Art Wörterbuch gewählt, doch sind die Stichwörter nicht alphabetisch, sondern nach der Logik des Gegenstandes geordnet, so daß man das ganze als Einführung lesen kann. Gegenstand sind die mit Spaltstoffen arbeitenden Kernreaktoren und ein kurzer Ausblick auf das Problem der Kernverschmelzung. Die Darstellung beschränkt sich auf das Wesentlichste. Weiterführende Literatur ist am Schluß angegeben.

Der Artikel ist ein erweiterter und umgearbeiteter Abdruck des Abschnittes „Kernenergie“ aus dem SGP-Handbuch, 3. Auflage 1959. Die Zeitschrift E und M wird in den folgenden Heften in gekürzter Form den Inhalt der Diskussionstagung über Kernkraftwerke veröffentlichen, die vom 27. bis 29. April 1960 in Wien stattgefunden hat und einen ausgezeichneten Überblick über die gegenwärtig aussichtsreichsten Reaktortypen gab. Das vorliegende Heft ist auch als Vorbereitung für diesen Tagungsbericht gedacht.

Für wertvolle Hinweise danke ich den Herren W. BINDER, W. KUNZ, F. PUTZ und W. STOLL.

<sup>1)</sup> Dr. H. Grumm leitet die Abteilung Reaktorentwicklung der SGP und ist Geschäftsführer der Reaktor-Interessengemeinschaft.

### 1) Kernphysikalische Grundbegriffe

#### 1,1) Atome, Elementarteilchen, Isotope

##### 1,101) Element

chemisch einheitlicher Grundstoff. Man kennt heute rund 100 Elemente, die, nach der Ordnungszahl  $Z$  [vgl. 1,110)] angeordnet, vom Wasserstoff als leichtestem ( $Z = 1$ ) lückenlos bis zum Nobelium ( $Z = 102$ ) reichen. Ordnet man die Elemente nach untenstehendem Schema zum *Periodischen System*, so stehen in den Spalten chemisch miteinander verwandte Elemente untereinander. Die künstliche Erzeugung weiterer, allerdings sehr instabiler, Elemente scheint möglich zu sein.

##### 1,102) Atom

kleinstes Teilchen eines Elements, welches noch die chemischen Eigenschaften des Elements aufweist. Der *Atomdurchmesser* liegt in der Größenordnung von  $10^{-8}$  cm, die *Massen* der Atome reichen von  $1,66 \cdot 10^{-24}$  g (Wasserstoff) bis zum rund 260fachen dieses Wertes.

##### 1,103) Hülle und Kern

Im Gegensatz zu seinem Namen (atomos = unteilbar) erwies sich das Atom als zusammengesetzt. Es besteht aus einem positiv geladenen *Atomkern*, umgeben von einer aus Elektronen bestehenden *Atomhülle*. Ereignisse, bei denen nur kleine Energien im Spiele sind



Tabelle I. Das periodische System der Elemente

1 H																	2 He
3 Li	4 Be											5 B	6 C	7 N	8 O	9 F	10 Ne
11 Na	12 Mg											13 Al	14 Si	15 P	16 S	17 Cl	18 Ar
19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	34 Se	35 Br	36 Kr
37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	47 Ag	48 Cd	49 In	50 Sn	51 Sb	52 Te	53 I	54 Xe
55 Cs	56 Ba	57—71	72 Hf	73 Ta	74 W	75 Re	76 Os	77 Ir	78 Pt	79 Au	80 Hg	81 Tl	82 Pb	83 Bi	84 Po	85 At	86 Rn
87 Fr	88 Ra	89—															

Lanthaniden	57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu
Aktiniden	89 Ac	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 E	100 Fm	101 Md	102 No	

(Lichtaussendung, Ionisation, chemische Bindung usw.), betreffen nur die Hülle und lassen den Kern praktisch unverändert. Kernprozesse sind demgegenüber mit hohen Energieumsetzungen verknüpft. Während z. B. bei der Verbrennung von Kohle je Molekül nur eine Energie von einigen Elektronenvolt (eV) freigesetzt wird, ist die Kernspaltung des Urans mit einem Energiegewinn von rund 200 MeV verknüpft [vgl. 1,105)].

1,104) Elektron

negativ geladenes stabiles Elementarteilchen, welches in der *Atomhülle* kreist, aber auch frei vorkommt und (in großen Mengen auftretend) den *elektrischen Strom* bildet. Die *Masse* des Elektrons ( $9,1 \cdot 10^{-28}$  g) macht nur den 1 836. Teil der Masse eines Wasserstoffatoms aus und ist dementsprechend für kernenergetische Betrachtungen nicht ausschlaggebend. Die *Ladung* des Elektrons beträgt  $1,6 \cdot 10^{-19}$  C und wird als *Elementarladung* bezeichnet.

1,105) Elektronenvolt (eV)

die *Energieeinheit* der Kernphysik. Ein Elektron, welches im elektrischen Feld die Potentialdifferenz 1 V durchfällt, erreicht dabei eine Energie von 1 eV (das entspricht einer Geschwindigkeit von rund 600 km/s).

Gewöhnlich wird die millionenfache Einheit verwendet:  $1 \text{ MeV} = 4,45 \cdot 10^{-20} \text{ kWh}$  [vergleiche folgende Tab. II und 1,304)].

1,106) Atomkern

positiv geladen, nimmt nur einen sehr kleinen Teil des Atoms ein. Sein *Durchmesser* (Größenordnung  $10^{-12}$  cm) ist gegenüber dem des ganzen Atoms ( $10^{-8}$  cm) verschwindend klein. Im Kern ist praktisch die ganze *Masse* des Atoms zusammengeballt. Der Kern ist (abgesehen vom leichten Wasserstoff) selbst zusammengesetzt aus Nukleonen.

1,107) Nukleonen

Elementarteilchen, aus denen der Atomkern besteht. Nach den heutigen Vorstellungen handelt es sich um *Protonen* und *Neutronen*.

1,108) Proton

Kern des Wasserstoffatoms, nicht weiter zerlegbares stabiles Elementarteilchen mit einer *Masse* von  $1,66 \cdot 10^{-24}$  g und einem *Radius* von etwa  $10^{-13}$  cm. Das Proton trägt eine *positive* elektrische Elementarladung. Ein Proton und ein darum kreisendes Elektron bilden ein Wasserstoffatom. Das Proton ist einer der Grundbausteine der schwereren Atomkerne.

Tabelle II. Energie-Umrechnungen

	ME	g	MeV	erg	kWh
1 ME .....	1	$1,66 \cdot 10^{-24}$	931,1	$1,49 \cdot 10^{-3}$	$4,14 \cdot 10^{-17}$
1 g .....	$6 \cdot 10^{23}$	1	$5,61 \cdot 10^{26}$	$8,99 \cdot 10^{20}$	$2,5 \cdot 10^7$
1 MeV .....	$1,07 \cdot 10^{-3}$	$1,78 \cdot 10^{-27}$	1	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$4,45 \cdot 10^{-20}$
1 erg .....	670,4	$1,11 \cdot 10^{-21}$	$6,25 \cdot 10^5$	1	$2,78 \cdot 10^{-14}$
1 kWh .....	$2,4 \cdot 10^{16}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$2,25 \cdot 10^{19}$	$3,6 \cdot 10^{13}$	1



1,109) Neutron

Elementarteilchen, einer der Grundbausteine des Atomkerns. Das Neutron hat eine etwas größere Masse als das Proton, ist jedoch *elektrisch neutral*. Als freies Teilchen spielt das Neutron eine entscheidende Rolle im Kernreaktor. Das Neutron ist außerhalb des Atomkerns instabil und zerfällt mit einer Halbwertszeit [s. 1,209)] von etwa 13 min in ein Proton, ein Elektron und ein sogenanntes Antineutrino.

1,110) Ordnungszahl Z

Zahl der Protonen in einem bestimmten Atomkern. Die Ordnungszahl ist das wichtigste Charakteristikum des Kerns, indem sie sein chemisches und z. Teil auch sein kernphysikalisches Verhalten bestimmt.

1,111) Massenzahl A

Zahl der Nukleonen (Protonen plus Neutronen) in einem Kern. Die Zahl *N* der Neutronen in einem Kern errechnet sich aus  $N = A - Z$ . Man kennt heute Massenzahlen von 1 (Wasserstoff) bis etwa 255 (Nobelium).

1,112) Kernsymbol

Man kennzeichnet in Reaktionsformeln usw. einen Kern durch das chemische Zeichen des betreffenden Elements, wobei man *unten* die *Ordnungszahl* und *oben* die *Massenzahl* angibt. Beispiele:  $^1_1\text{H}$  (Wasserstoff),  $^4_2\text{He}$  (Helium),  $^{235}_{92}\text{U}$  (Uran-235).

Im letzten Fall handelt es sich um einen Urankern (alle Urankerne haben  $Z = 92$  Protonen), der  $235 - 92 = 143$  Neutronen enthält. Man kann in den Formeln die Ordnungszahl auch weglassen.

1,113) Ion

Normalerweise ist das Atom elektrisch *neutral*, indem es in der Hülle genau so viele Elektronen enthält wie Protonen im Kern. Durch hinreichend starke Einwirkungen (Stoß von außen, radioaktiven Zerfall, usw.) können der Atomhülle ein oder mehrere Elektronen entrissen werden. Der verbleibende Rest ist dann im ganzen elektrisch *positiv* geladen, und zwar beträgt diese Aufladung eine bzw. mehrere Elementarladungen. Sind sämtliche Elektronen verlorengegangen, dann bleibt der Kern mit der *Z*-fachen positiven Elementarladung zurück. Atome mit *Elektronenmangel* oder, was ebenfalls vorkommt, mit *Elektronenüberschuß*, heißen (positive oder negative) *Ionen*; sie können im elektromagnetischen Feld wandern. Ionen haben die Tendenz, die fehlenden Elektronen wieder anzulagern bzw. die überschüssigen abzugeben. Sie werden dadurch wieder neutral.

1,114) Photon, Röntgen- und Gammastrahlen

Photonen sind die Elementarteilchen der *elektromagnetischen Strahlung*. Das Photon ist elektrisch *neutral* und bewegt sich immer mit *Lichtgeschwindigkeit* (im Vakuum  $c = 2,99 \cdot 10^{10} \text{ cm s}^{-1}$ ). Es besitzt dementsprechend keine „Ruhmasse“. Die *Energie E* des Photons hängt mit seiner Schwingungszahl  $\nu$  durch  $E = h \cdot \nu$  (Plancksches Wirkungsquantum  $h = 6,6 \cdot 10^{-34} \text{ W s}^2$ ) zusammen. Photonen entstehen z. B. beim Abbremsen von freien Elektronen (etwa Beschießen der Antikathode einer Röntgenröhre) oder auch im Atom bei Sprüngen von Hüllenelektronen von einer „zulässigen“ Bahn auf die

andere (Quantensprünge). Je nach der Schwingungszahl handelt es sich um *Radiowellen*, *Lichtwellen* oder *weiche Röntgenstrahlen*. Bei Kernprozessen entstehen besonders energiereiche Photonen, welche (in großer Zahl) die *Gammastrahlung* bilden, die ebenfalls zur Röntgenstrahlung gerechnet wird.

1,115) Positron, Paarbildung, Zerstrahlung

Das Positron ist das positiv geladene Gegenstück zum Elektron. Es tritt bei verschiedenen radioaktiven Prozessen und bei der Wechselwirkung von energiereichen Strahlungen mit Materie auf. Wenn ein Gammaquant mit einer Energie von mehr als 1 MeV auf einen Atomkern trifft, kann es sich in ein „Paar“, bestehend aus einem Elektron und einem Positron, verwandeln. Wenn umgekehrt ein Positron mit einem Elektron zusammenstößt, so „zerstrahlen“ beide in zwei oder drei Gammaquanten.

1,116) Elementarteilchen

Grundbausteine der Materie und Strahlung. Sie sind gewissermaßen an die Stelle der früher für unteilbar gehaltenen Atome getreten, welche aus Elementarteilchen bestehen. Man kennt heute einige Dutzend verschiedene Elementarteilchen, die zwar „einfach“ sind, sich aber spontan oder bei äußerer Einwirkung ineinander verwandeln können. Eine befriedigende Theorie steht noch aus. Die folgende Tabelle bringt Eigenschaften der wichtigsten Elementarteilchen.

Tabelle III. Elementarteilchen

Gruppe	Name	Abk.	Ruhmasse	La- dung	Spin	Lebens- dauer
Null- teilchen	Photon ...		0	0	1	stabil
	Neutrino .		0	0	$\frac{1}{2}$	stabil
	Antineutrino		0	0	$\frac{1}{2}$	stabil
Leptonen	Positron ..	$e^+$	$m_0$	+ e	$\frac{1}{2}$	stabil
	Elektron .	$e^-$	$m_0$	- e	$\frac{1}{2}$	stabil
Leichte Mesonen	Myon ....	$\pm \mu$	$207 m_0$	$\pm e$	$\frac{1}{2}$	$2 \cdot 10^{-6} \text{ s}$
	Pion .....	$\pm \pi^+$	$273 m_0$	$\pm e$	0	$2,5 \cdot 10^{-8} \text{ s}$
		$\pi^0$	$264 m_0$	0	0	$10^{-14} \text{ s}$
Schwere Mesonen	Tauon u. a.	$\pm \tau$	$965 m_0$	$\pm e, 0$	0	$10^{-8} \text{ s}$
Nukle- onen	Proton ...	p	$1836 m_0$	+ e	$\frac{1}{2}$	stabil
	Antiproton	$p^-$	$1836 m_0$	- e	$\frac{1}{2}$	stabil
	Neutron ..	n	$1839 m_0$	0	$\frac{1}{2}$	13 min
	Antineutron	$n'$	$1839 m_0$	0	$\frac{1}{2}$	13 min
Hype- ronen	$\Lambda, \Sigma, \Xi \dots$		$2100 - 2600 m_0$	$\pm e, 0$	$\frac{1}{2}$	$10^{-10} \text{ s}$

In der Kernenergetik spielen im wesentlichen nur Proton, Neutron, Elektron, Positron und Photon eine Rolle.

1,117) Spin, magnetisches Moment

Elementarteilchen besitzen einen mechanischen Drehimpuls (bildlich gesprochen eine Rotation um eine Achse), der als Spin bezeichnet wird. Er ist Null bzw. ein halb- oder ganzzahliges Vielfaches der Einheit  $h/2\pi$ . Neben dem Spin zeigen die Elementarteilchen auch ein magnetisches Moment.



## 1,118) Masse, Ruhmasse

Nach der Einsteinschen Relativitätstheorie ist die Masse  $m$  aller Teilchen veränderlich und hängt von der Geschwindigkeit  $v$  ab, mit der die Teilchen sich relativ zum Beobachter bewegen:

$$m = m_0 / \sqrt{1 - v^2/c^2}.$$

Dabei ist  $c$  die Lichtgeschwindigkeit und  $m_0$  die Ruhmasse, d. h. die (kleinste) Masse des Teilchens, die es annimmt, wenn es im Beobachtersystem ruht. Eine Bewegung mit  $v > c$  ist unmöglich, da die Masse bei  $v = c$  unendlich groß werden würde. Mit Lichtgeschwindigkeit bewegen sich nur die Teilchen ohne Ruhmasse, wie das Photon.

## 1,119) Isotope

Alle Atome eines chemischen Elements haben die gleiche Ordnungszahl  $Z$ , d. h. die gleiche Zahl von Protonen im Kern (und damit — im neutralen Zustand — auch die gleiche Elektronenzahl in der Hülle). In den meisten Fällen sind jedoch die Atome eines Elements nicht ganz genau gleich, sondern besitzen *abweichende Neutronenzahlen*. Man kennt z. B. drei verschiedene Wasserstoffkerne: Den gewöhnlichen Wasserstoffkern  $^1\text{H}$ , der aus einem Proton besteht; den schweren Wasserstoffkern oder das *Deuteron*  $\text{D} = ^2\text{H}$ , das aus einem Proton und einem Neutron besteht; schließlich den (radioaktiven) überschweren Wasserstoffkern oder das *Triton*  $\text{T} = ^3\text{H}$ , welches neben einem Proton zwei Neutronen enthält (siehe Abb. 1). Der in der Natur vor-

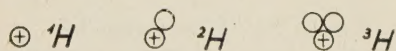


Abb. 1. Die drei Isotope des Wasserstoffs (das Hüllenelektron ist nicht dargestellt)

kommende Wasserstoff ist ein *Gemisch*, welches zu 99,985% aus  $^1\text{H}$  und zu 0,015% aus  $^2\text{H}$  besteht und in verschwindenden Spuren auch  $^3\text{H}$  enthält. Obwohl die Massenzahlen dieser drei verschiedenen Wasserstoffkerne 1, 2 und 3 betragen, gehören wegen  $Z = 1$  alle drei auf *einen Platz* im System der Elemente und werden als *Isotope* des Wasserstoffs bezeichnet. Die meisten in der Natur vorkommenden Elemente sind solche Isotopengemische. Es gibt Elemente mit bis zu 10 stabilen Isotopen. Isotope sind chemisch praktisch gleichartig und unterscheiden sich auch physikalisch nur sehr wenig, so daß ihre *Trennung* (Isotopentrennung) nur mit sehr großem Aufwand durchgeführt werden kann.

## 1,120) Schweres Wasser

Das natürliche Wasser besteht überwiegend aus der Verbindung des *leichten* Wasserstoffs mit Sauerstoff:  $\text{H}_2\text{O}$ . Ein geringer Bruchteil (0,015%) ist jedoch eine Verbindung von Sauerstoff mit *schwerem* Wasserstoff (Deuterium):  $\text{D}_2\text{O}$ . Das schwere Wasser, welches in der Kerntechnik als *Moderator* von großer Bedeutung ist, kann aus dem gewöhnlichen Wasser durch kostspielige Isotopentrennung [s. 1,122)] gewonnen werden. 1 g kostet zur Zeit fast öS 2,—. Schweres Wasser ist ein ausgezeichnete Moderator [1,54)].

## 1,121) Uranisotope

Die verschiedenen Isotope des Urans (von  $^{227}\text{U}$  bis  $^{240}\text{U}$ ) sind in der Kerntechnik von besonderer Bedeutung. Das natürliche Uran enthält

$$\begin{aligned} &99,270\% \text{ } ^{238}\text{U}, \\ &0,725\% \text{ } ^{235}\text{U}, \\ &0,005\% \text{ } ^{234}\text{U}. \end{aligned}$$

Die restlichen 11 Isotope des Urans können *künstlich* hergestellt werden, insbesondere  $^{233}\text{U}$ , das im technischen Maßstab im thermischen Brüter (siehe Reaktoren) erzeugt wird.

Durch Isotopentrennung (s. u.) kann man aus Natururan *angereichertes* Uran erzeugen, das mehr als 0,725%  $^{235}\text{U}$  enthält. Uran, das unter 5%  $^{235}\text{U}$  enthält, wird als *schwach*, Uran mit mehr als 80% als *stark* angereichert bezeichnet.

Bei der Trennung verbleibt als Abfall „abgereicherter“ Uran.

## 1,122) Isotopentrennung

Da die Isotope eines Elements sich voneinander kaum unterscheiden, versagen die üblichen (chemischen) Methoden der Zerlegung von Stoffen in ihre Bestandteile. Die Verfahren zur Isotopentrennung greifen an den kleinen Gewichtsunterschieden der Atome eines Elements an. Diese Gewichtsunterschiede bedingen eine verschiedene Beweglichkeit der Atome (Moleküle) im Isotopengemisch. Dies wirkt sich z. B. bei der *Elektrolyse* von Wasser aus, bei der leichte Wassermoleküle bevorzugt zersetzt werden und schweres Wasser sich im Rückstand anreichert. Gasförmige Stoffe (z. B. Uranhexafluorid) kann man einer *Diffusion* durch poröse Wände unterziehen, wobei der leichte Anteil bevorzugt diffundiert. Zur Isotopentrennung benützt man ferner die fraktionierte *Destillation*, die *Ultrazentrifuge*, *Ionen-austausch* und andere Prozesse. Da der Elementarprozeß meist nur einen sehr kleinen Trenneffekt hat, muß man mitunter viele tausend Stufen zu einer *Kaskade* hintereinanderschalten. Die Trennung ist ungemein kostspielig und wird zur Zeit bei Uran nur in riesigen militärischen Anlagen in größeren Mengen durchgeführt. Während Natururan etwa öS 1 000,— pro kg kostet, rechnet man für 1 kg auf 90% angereichertes  $^{235}\text{U}$  rund öS 425 000,—.

## 1,2) Radioaktivität, Kernreaktionen

## 1,201) Radioaktive Stoffe

Stoffe, welche *spontan* Kernumwandlungen erleiden und dabei Strahlung aussenden. Der bekannteste Vertreter der in der Natur vorkommenden radioaktiven Stoffe ist das Radium  $^{226}_{88}\text{Ra}$ , welches unter Aussendung eines Alphateilchens  $^4_2\text{He}$  in das ebenfalls radioaktive Gas Radon  $^{222}_{86}\text{Rn}$  übergeht. Die beim radioaktiven Zerfall freiwerdenden hohen Energien vermittelten schon vor 50 Jahren eine Vorstellung von den im Kern gebundenen Energien. Die Radioaktivität ist eine Eigenschaft der Atomkerne und kann wegen der damit verbundenen hohen Energieumsetzungen durch die üblichen äußeren Einwirkungen (Druck, Temperatur, usw.) praktisch nicht beeinflußt werden.

## 1,202) Stabile Isotope

Kerne, welche keine beobachtbaren Zerfalls- oder Umwandlungserscheinungen zeigen, nennt man stabil.

## 1,203) Künstlich radioaktive Stoffe

Von den etwa 1 300 heute bekannten Kernarten sind rund 280 stabil und über 60 *natürlich* radioaktiv. Bei der überwiegenden Zahl handelt es sich um *künstlich*

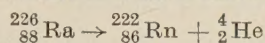


erzeugte radioaktive Isotope, die in Forschung und Technik bereits unentbehrlich geworden sind. Künstlich radioaktive Stoffe werden durch *Beschuß* mit Teilchen erzeugt [s. 1,212]. Die stärkste Quelle zur Erzeugung von radioaktiven Isotopen ist der Kernreaktor.

Radioaktive Stoffe können auf verschiedene Weise zerfallen.

### 1,204) Alphazerfall

tritt vor allem bei schweren, natürlich radioaktiven Kernen auf. Diese zerfallen, indem sie ein *Alphateilchen* mit hoher Energie (meistens  $> 2$  MeV) ausschleudern. Die Alphateilchen sind nichts anderes als Heliumkerne  ${}^4_2\text{He}$ . Beim Alphazerfall nimmt die Ordnungszahl des Restkernes um 2, seine Massenzahl um 4 ab. Beispiel: Radium zerfällt in Radon und Helium



### 1,205) Betazerfall

besonders häufig bei künstlich radioaktiven Kernen. Beim *Betazerfall* stößt der Kern ein Betateilchen mit hoher Energie aus, das entweder *negativ* geladen (Elektron) oder *positiv* geladen (Positron) sein kann. Außerdem wird ein für die Kerntechnik weniger interessantes Teilchen, das Neutrino, emittiert. Bei Verlust eines Elektrons verwandelt sich ein Neutron des Kernes in ein Proton und die Ordnungsnummer des neuen Kernes ist um 1 *höher* als die des ursprünglichen. Beim Positronenzerfall wandelt sich ein Proton im Kern in ein Neutron um und die Ordnungszahl *verkleinert* sich um 1. Die Massenzahl bleibt beim Betazerfall unverändert.

### 1,206) Anregung

Ähnlich wie die Atomhülle ist auch der Atomkern nur beschränkter, deutlich voneinander unterschiedener Energiezustände fähig. Der Zustand minimaler Energie heißt *Grundzustand*. Wird dem Kern von außen, z. B. durch Stoß eines anderen Teilchens, Energie zugeführt, so nimmt er vorübergehend einen bestimmten Energiebetrag auf und befindet sich dann auf einem „Anregungs-Niveau“. Nach Verlauf eines gewissen Zeitraumes kehrt der angeregte Kern durch Energieabgabe (z. B. durch Aussendung von  $\gamma$ -Strahlen) wieder in den Grundzustand zurück. Dies kann in mehreren Stufen geschehen.

### 1,207) Gammastrahlung

kann bei Kernumwandlungen aus verschiedenen Gründen auftreten: Energieabgabe eines „angeregten“ Kernes, Einfang eines Hüllenelektrons durch den Kern (analog Positronenzerfall), Störung der Hülle durch Betazerfall usw.

### 1,208) Zerfallsgesetz

Der Zerfall einer radioaktiven Substanz erfolgt nach einer statistischen Gesetzmäßigkeit. Sind im Zeitpunkt  $t = 0$  insgesamt  $N_0$  Teilchen vorhanden, so beträgt die Zahl der im Zeitpunkt  $t$  noch nicht zerfallenen Teilchen  $N(t)$

$$N(t) = N_0 \cdot e^{-\lambda t}$$

Die Teilchenzahl nimmt demnach anfangs rasch und dann immer langsamer ab (Abb. 2). Die für die Schnelligkeit des Abklingens maßgebende Konstante  $\lambda$  hat für jedes radioaktive Isotop einen ganz bestimmten Wert und heißt *Zerfallskonstante*.

### 1,209) Halbwertszeit

Die Zeit, welche verstreicht, bis von einer bestimmten Menge eines radioaktiven Isotops genau die Hälfte zerfallen ist, heißt *Halbwertszeit*  $T$ . Sie hängt mit der *Zerfallskonstanten*  $\lambda$  durch  $T = 0,693/\lambda$  zusammen. Die

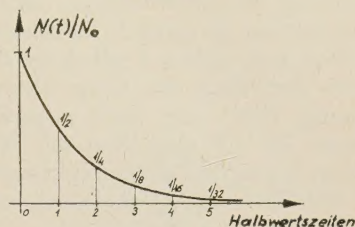


Abb. 2. Das radioaktive Zerfallsgesetz. Während der Halbwertszeit sinkt die Zahl der noch nicht zerfallenen Kerne jeweils auf die Hälfte ab

Halbwertszeit hat für jedes Isotop einen bestimmten Wert, der zwischen extremen Grenzen schwanken kann: Für ein bestimmtes Poloniumisotop ist z. B.  $T \approx 10^{-7}$  s, so daß dieser Stoff fast als nicht existent betrachtet werden kann; auf der anderen Seite ist bei  ${}^{232}\text{Th}$  (Thorium)  $T \approx 10^{10}$  Jahre, so daß dieses Isotop praktisch als stabil aufgefaßt werden kann.

### 1,210) Aktivität

nennt man die Zahl der in einem radioaktiven Präparat pro Sekunde zerfallenden Atome. Die Aktivität von 1 g eines Stoffes nennt man *spezifische* Aktivität. Sie ist zum Atomgewicht und zur Halbwertszeit *umgekehrt proportional*.

### 1,211) Curie

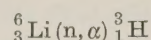
Als Maßeinheit für die Stärke (Aktivität) radioaktiver Quellen dient (nach den Entdeckern des Radiums) das *Curie*. Ein Curie sollte ursprünglich die Strahlung von 1 g Radium kennzeichnen. Heute definiert man 1 Curie genauer als die Menge eines radioaktiven Stoffes, in dem  $3,7 \cdot 10^{10}$  Zerfallsakte pro Sekunde vor sich gehen. Kleinere Einheiten sind das Mikrocurie ( $1 \mu\text{c} = 10^{-6} \text{ c}$ ) und das Millicurie ( $1 \text{ mc} = 10^{-3} \text{ c}$ ), größere das Kilocurie ( $1 \text{ kc} = 10^3 \text{ c}$ ) und das Megacurie ( $1 \text{ Mc} = 10^6 \text{ c}$ ).

### 1,212) Kernreaktion, Kernumwandlung

Veränderungen des Atomkerns, die durch *Beschuß* mit Elementarteilchen bzw. mit anderen Kernen bewirkt werden („Atomzertrümmerung“). Dadurch ist der Alchimistentraum der *Umwandlung der Elemente* im Prinzip verwirklicht, wenn es auch der ungeheuren Kosten wegen sinnlos ist, z. B. unedle Metalle in Gold zu verwandeln. Ein durch Kernumwandlung in technischen Mengen erzeugter Stoff ist *Plutonium* ( ${}^{239}\text{Pu}$ ), das durch Neutronenbeschuß aus  ${}^{238}\text{U}$  entsteht.

### 1,213) Neutronenreaktionen

In der Kerntechnik handelt es sich vor allem um Kernreaktionen, die durch *Neutronenbeschuß* ausgelöst werden. Für die *Kernverschmelzung* ist z. B. die Reaktion.



von Bedeutung. Die Reaktionsgleichung besagt folgendes: Bei Beschuß des Lithiumisotops  ${}^6_3\text{Li}$  mit einem



Neutron (n) entsteht das Wasserstoffisotop  ${}^3_1\text{H}$  (Tritium), wobei ein Alphateilchen ( ${}^4_2\text{He}$ ) ausgestoßen wird. Man beachte, daß das Neutron auch  ${}^1_0\text{n}$  geschrieben werden kann und daß dann sowohl für die Massenzahlen (oberer Index) als auch für die Ordnungszahlen in der Reaktionsgleichung ein *Erhaltungssatz* gilt.

Neutronen dringen als neutrale Teilchen ohne Widerstand zum Kern vor, während geladene Teilchen von der Hülle oder dem Kern des Atoms abgestoßen werden. Sie können daher nur dann eine Kernreaktion eingehen, wenn sie auf den Kern mit hinreichender Geschwindigkeit auftreffen. Neutronen können dagegen auch ohne merkbare Geschwindigkeit verschiedene Reaktionen auslösen.

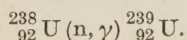
Im Kernreaktor spielen folgende Neutronenreaktionen eine Rolle [s. Abschnitt 1,5]):

(1) *Elastische Streuung*. Bei diesem Prozeß stoßen Neutron und Kern wie elastische Kugeln zusammen und ändern nur Richtung und Geschwindigkeit, während die Summe der Teilchenenergien und Impulse unverändert bleibt. Ist der Kern sehr schwer, so prallt das Neutron praktisch ohne Energieverlust wie von einer Wand ab. Ist der Kern sehr leicht, so kann das Neutron beim Stoß stark gebremst werden, während der Kern weggestoßen wird.

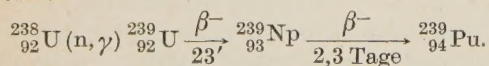
(2) *Inelastische Streuung*. In diesem Fall absorbiert der Kern das Neutron und stößt es unmittelbar darauf mit verminderter Energie wieder aus. Der Kern gibt anschließend die zurückbleibende Anregungsenergie z. B. in Form eines Gammaquants ab.

(3) *Strahlungseinfang* (n,  $\gamma$ -Prozeß). Diese sehr wichtige Reaktion besteht darin, daß der Kern das Neutron absorbiert und dadurch seine Massenzahl um Eins vergrößert. Er wird dabei angeregt und kehrt durch Gammaemission in den Grundzustand zurück. Oft ist der entstehende Kern instabil und es schließen sich Zerfallsprozesse an.

*Plutonium* entsteht z. B. dadurch, daß im Kernreaktor  ${}^{238}\text{U}$ -Kerne ein Neutron einfangen. Dabei entsteht das Uranisotop  ${}^{239}\text{U}$  und es wird ein Gammaquant ausgestoßen:

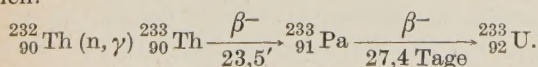


Dieses Uranisotop ist jedoch instabil und es zerfällt (im Mittel) in 23 min unter Aussendung eines Elektrons. Es entsteht dabei das Neptuniumisotop  ${}^{239}\text{Np}$ . Dieses erleidet (im Mittel) nach 2,3 Tagen ebenfalls einen Betazerfall und geht dadurch über in  ${}^{239}\text{Pu}$ . Als Formel:



Dieser Prozeß ist für das sogenannte „*schnelle Brüten*“ von Spaltstoff entscheidend.

Durch einen ganz analogen Prozeß, das „*thermische Brüten*“, kann man aus dem Thoriumisotop  ${}^{232}\text{Th}$  auf dem Umweg über Protaktinium das spaltbare  ${}^{233}\text{U}$  herstellen:



(4) *Kernspaltung*. Der Kern absorbiert das Neutron und zerfällt daraufhin in zwei große und mehrere kleine Bruchstücke. Dieser Prozeß wird im nächsten Abschnitt eingehend besprochen.

## 1,214) Aktivierung

nennt man die Erzeugung radioaktiver Isotope in vorher nicht aktiven Stoffen durch Einwirkung von Strahlung. Man hat insbesondere im Kernreaktor, der die leistungsfähigste technische Strahlenquelle darstellt, damit zu rechnen, daß Kühlmittel, Moderator, Struktur- und Abschirmmaterialien durch die Reaktorstrahlung aktiviert werden, woraus Verschleppung in die Umgebung des Reaktors, Behinderung bei Reparaturen usw. resultieren können. Aus diesem Grund verbietet sich die Verwendung mancher Stoffe oder es müssen spezielle Maßnahmen getroffen werden.

Im Reaktor spielt die entscheidende Rolle die Aktivierung durch Neutroneneinfang (n,  $\gamma$ -Prozeß). Im folgenden streifen wir kurz die Aktivierung verschiedener wichtiger Substanzen im Reaktor.

*Luft*: Es entsteht vor allem  ${}^{41}\text{A}$ , ein Gammastrahler mit einer Halbwertszeit von 1,8 h. Aktivierte Luft muß gefiltert und verdünnt über einen hohen Schornstein abgeblasen werden.

*Kohlendioxid*: Hier ist unter anderem der Gammastrahler  ${}^{14}\text{C}$  mit einer Halbwertszeit von 5 500 Jahren von Bedeutung. Die Aktivierung im Reaktorbetrieb ist relativ gering.

*Helium*: Wird in reinster Form nicht aktiviert.

*Wasser*: Bei Reinstwasser ist die Umwandlung von  ${}^{16}\text{O}$  zu  ${}^{16}\text{N}$  neben anderen Prozessen ausschlaggebend. Der Gammastrahler  ${}^{16}\text{N}$  zerfällt mit einer Halbwertszeit von 7,4 s, so daß es vielfach genügt, das Wasser durch einen Verzögerungstank zu leiten.

Entscheidend ist die Aktivierung von Verunreinigungen im Wasser. Es ist daher erforderlich, Wasser, das durch den Reaktor zirkuliert, ständig im Bypass durch Ionentauscher usw. zu reinigen.

*Schwerwasser*: Aktivierung von Sauerstoffisotopen wie bei Wasser. Außerdem Aktivierung von Deuterium zu Tritium. Dessen weiche Betastrahlung wird jedoch bereits durch Rohrwände usw. aufgehalten.

*Natrium*: Besteht zur Gänze aus  ${}^{23}\text{Na}$ , das durch Neutroneneinfang in  ${}^{24}\text{Na}$  übergeht. Dieser Gammastrahler hat eine Halbwertszeit von 15 h. Primäre Kühlleitungen von Flüssigmetallreaktoren sind daher unzugänglich. Es besteht die Notwendigkeit, einen zweiten Na-Kühlkreis zwischenzuschalten.

*Stahl*: Entscheidend ist der Gehalt an Kobalt, das in den Gammastrahler  ${}^{60}\text{Co}$  mit einer Halbwertszeit von 5,3 Jahren umgewandelt wird. Diese Strahlung kann die Zugänglichkeit von Reaktorgefäßen usw. behindern. Es ist an verschiedenen Stellen im Reaktor die Verwendung von kobaltarmem Stahl angezeigt.

## 1,215) Nachweis radioaktiver Strahlung

Der Mensch besitzt kein Sinnesorgan für radioaktive Strahlung und ist daher auf vermittelnde Geräte angewiesen. Die Stärke dieser Geräte besteht darin, daß man u. U. sogar ein einzelnes Elementarteilchen oder eine einzige Kernumwandlung erfassen kann.

Zum Nachweis kann z. B. eine *fotografische Platte* verwendet werden, die durch Strahlung geschwärzt wird. Mit speziellem Belag (Kernspuremulsion) zeigt die Platte unter dem Mikroskop sogar die sternförmigen Spuren von Kernreaktionen.



Verschiedene *Kristalle* (z. B. Kaliumjodid) zeigen beim Auftreffen von Strahlung winzige Lichtblitze (Szintillationen), die in moderner Ausführung mit Hilfe eines Photoelektronen-Vervielfachers registriert werden (Szintillationszähler).

In Gefäßen mit unterkühltem Dampf (*Nebelkammer*) oder überhitzten Flüssigkeiten (*Blaskammer*) hinterlassen durchfliegende geladene Teilchen Spuren, analog den Kondensstreifen hochfliegender Flugzeuge.

Sehr vielseitig verwendbar sind *Ionisationskammern* und *Zählrohre* (s. Abb. 3 und 4), die darauf beruhen, daß geladene Teilchen bei Durchgang durch einen

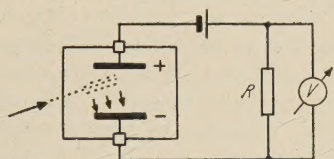


Abb. 3. Schema einer Ionisationskammer

gasgefüllten Raum eine Wolke ionisierter Gasteilchen erzeugen. Durch ein elektrisches Feld zwischen zwei Elektroden können diese Ladungen abgesaugt werden.

Bei der Ionisationskammer verwendet man plattenförmige Elektroden und mittlere Spannungen; gemessen wird der Ionisationsstrom. Beim Zählrohr dienen die dünne Gehäusewand und ein dünner axialer Draht als Elektroden. Die Spannung wird hier höher gewählt. Dadurch werden die eingeschossenen Teilchen beschleunigt, wirken selbst

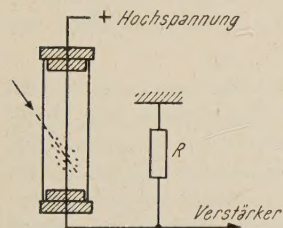


Abb. 4. Schema eines Zählrohrs

ionisierend und lösen so einen kräftigen Impuls aus. Der entstehende Stromstoß wird in einer elektronischen Apparatur registriert.

*Neutronen* wirken nicht ionisierend und können daher nur indirekt nachgewiesen werden, indem man z. B. in ein Zählrohr Bor oder Uran einbringt, die bei Neutronenbeschuß geladene Teilchen (Alpha-Teilchen bzw. Spaltfragmente) emittieren, welche in der üblichen Weise registriert werden können (Borzählrohr, Spaltkammer).

### 1,3) Atomkernenergie, Kernverschmelzung, Kernspaltung

#### 1,301) Kernkräfte

Die Protonen im Atomkern sind *positiv* geladen und stoßen einander ab. Diese weitreichenden *elektrostatischen Kräfte* (Coulomb-Kräfte) suchen daher den Kern zu sprengen. Ihnen wirken zusammenhaltende, ladungs-unabhängige Kräfte entgegen, die nur auf sehr kleine Distanz wirken und als „*Kernkräfte*“ bezeichnet werden (Abb. 5). Ihre Natur ist noch nicht ganz aufgeklärt. Im Atomkern herrscht also ein ähnliches Kräfte-spiel wie im *Wassertropfen*, in dem die Wärmebewegung die Moleküle zu zerstreuen sucht, während die Kohäsionskräfte und die Oberflächenspannung ihn zusammenhalten (Tröpfchenmodell des Atomkerns).

#### 1,302) Neutron-Proton-Verhältnis

Bei den leichteren Atomkernen verhält sich die Zahl der Neutronen zur Zahl der Protonen etwa wie 1 : 1. Bei den schwereren überwiegt die Neutronenzahl ( $^{235}\text{U}$  enthält 143 Neutronen und 92 Protonen) und das Ver-

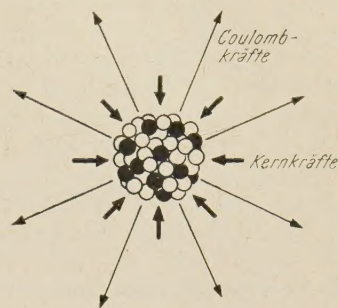


Abb. 5. Das Wechselspiel von abstoßenden (weitreichenden) Coulombkräften und anziehenden (nur auf kleine Entfernung wirkenden) Kernkräften

hältnis erreicht etwa 1 : 1,6. Dies ist darauf zurückzuführen, daß die zahlreichen Ladungen im schweren Kern diesen zu zerlegen suchen. Seine Existenz wird dadurch ermöglicht, daß die ladungslosen Neutronen die Ladungen „verdünnen“. Man erkennt, daß die schwersten Kerne aus diesem Grunde nicht sehr stabil gebaut sind und daß es keine beliebig schweren Kerne geben kann.

#### 1,303) Einsteinsches Gesetz

eine für das Verständnis der Kernenergie grundlegende Beziehung, 1905 von EINSTEIN in Erweiterung der Hasenörlschen Theorie aufgestellt. Danach repräsentiert jeder materielle Körper mit der Masse  $m$  einen (gewissermaßen eingefrorenen) Energievorrat  $E$ , der nach der fundamentalen Formel

$$E = m \cdot c^2$$

berechnet werden kann ( $c$  ist die Lichtgeschwindigkeit :  $2,99 \cdot 10^{10} \text{ cm s}^{-1}$ ). Verringert sich z. B. die Masse eines Körpers, so muß dabei der äquivalente Energiebetrag z. B. in Form von Gammastrahlung abgegeben werden. Umgekehrt vergrößert sich die Masse eines Körpers, dem Energie (z. B. Bewegungsenergie, Wärme) zugeführt wird. Einer Massenänderung von 1 g entspricht nach dem obigen Gesetz eine riesige Energieänderung von 25 GWh!

#### 1,304) Masseneinheit

Die *Masseneinheit* (ME) der Kerntechnik beträgt  $1,66 \cdot 10^{-24} \text{ g}$ . Die Masse eines Protons bzw. eines Neutrons ist dann ungefähr 1 ME. Zur Umrechnung in Energie dient die wichtige Formel:

$$1 \text{ ME} \equiv 931 \text{ MeV} \equiv 4,14 \cdot 10^{-17} \text{ kWh.}$$

Eine Masseneinheit repräsentiert also eine sehr kleine Energiemenge — man darf sich durch das „Mega“ bei MeV nicht täuschen lassen. Praktisch verwertbare Energiemengen ergeben sich nur, wenn sehr viele Kerne reagieren. Ein Gramm  $^{235}\text{U}$  besteht z. B. aus  $2,56 \cdot 10^{21}$  Atomen.



## 1,305) Bindungsenergie, Massendefekt

Da zur Zertrümmerung eines stabilen Atomkerns Energie aufgewendet werden muß, ist offenbar bei der Entstehung dieses Kerns aus kleineren Teilchen Energie freigesetzt worden. Diese Energie wird als *Bindungsenergie* bezeichnet. Nach dem Einsteinschen Gesetz muß daher der Kern etwas leichter sein als die Summe seiner Bestandteile. Das ist in der Tat der Fall. Es soll z. B. ein Heliumkern (4,003 89 ME) aus 2 Protonen (je 1,007 57 ME) und 2 Neutronen (je 1,008 95 ME) aufgebaut werden (Kernverschmelzung). Die Masse der Bestandteile beträgt 4,033 04 ME und ist daher um 0,029 15 ME größer als die Masse des daraus gebildeten Heliumkerns. Die diesem fehlende Masse wird als *Massendefekt* des Heliumkerns bezeichnet. Nach dem Einsteinschen Gesetz wird die dem Massenverlust entsprechende Energie (Bindungsenergie) bei der Entstehung des Kerns frei. Im Fall des Heliums sind das rund 28 MeV. Bei der Zerlegung des Kerns in seine Bestandteile muß zumindest die gleiche Energiemenge

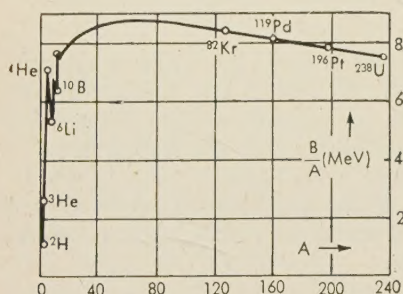
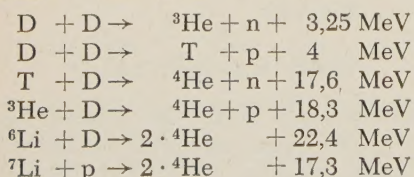


Abb. 6. Die Bindungsenergie pro Nukleon  $B/A$  der verschiedenen Atomkerne als Funktion der Massenzahl  $A$ . Genau genommen hat die Bindungsenergie negatives Vorzeichen, da sie aufgewendet werden muß, um den Kern zu zerlegen

aufgewendet werden. In Abb. 6 ist die Bindungsenergie pro Nukleon  $B/A$  für die verschiedenen Kerne der Massenzahl  $A$  dargestellt.

## 1,306) Energiegewinnung durch Fusion

Aus vorstehender Abbildung geht hervor, daß bei der *Verschmelzung* von leichten Teilchen (z. B. Wasserstoffkernen, Neutronen) zu Atomkernen mit Massenzahlen  $< 20$  Energie gewonnen werden kann, da dabei Teilchen mit höherer Bindungsenergie entstehen. Die wichtigsten, für technische Energiegewinnung in Frage kommenden Prozesse sind:



Die Verschmelzung oder *Fusion* von leichten Kernen verspricht große Energiemengen: bei der Erzeugung von 1 kg Helium aus Protonen und Neutronen würden rund 200 GWh freiwerden. Dazu kommt, daß der Rohstoff (schweres Wasser) in den Ozeanen in ungeheuren Mengen zur Verfügung steht (ausreichend für  $10^{20}$  kW-Jahre). Dem steht allerdings die Tatsache gegenüber, daß die Fusion nur unter Verhältnissen, wie sie auf den *Fixsternen* vorliegen, eine Energiegewinnung er-

möglicht. Das Wasserstoffgas muß nämlich auf Temperaturen von vielen hundert Millionen Grad gebracht werden. Bisher ist dies nur in explosiver Form bei der *Wasserstoffbombe* gelungen, indem man die Explosion einer gewöhnlichen Atombombe zur „Zündung“ heranzieht. Über den Stand der noch nicht allzuweit gediehenen Versuche zur *kontrollierten* Fusion finden sich in Abschnitt 5) einige Angaben.

## 1,307) Kernspaltung

Aus Abb. 6 kann man ablesen, daß Energie nicht nur durch die Fusion leichter Kerne gewonnen werden kann. Die Bindungsenergie beträgt bei den schwersten Kernen rund 7,5 MeV pro Nukleon, bei den mittleren ( $A \approx 80$ ) dagegen etwa 8,5 MeV. Wird daher ein schwerer Kern in zwei mittlere aufgespalten, so müssen dabei rund 1 MeV pro Nukleon freiwerden. Aus einem Gebilde mit z. B.  $238 \times 7,7$  MeV Bindungsenergie entstehen nämlich zwei Kerne mit je  $119 \times 8,5$  MeV Bindungsenergie, so daß sich ein Bindungsenergie-Überschuß von rund 200 MeV ergibt.

Der Weg zur Kernspaltung und damit zur Gewinnung von Kernenergie ist 1938 von HAHN und STRASSMANN entdeckt worden, als sie Uran mit Neutronen beschossen. Es zeigte sich in der Folge, daß es dabei eine entscheidende Rolle spielt, um welches Uranisotop es sich handelt und wie groß die Geschwindigkeit der Neutronen ist.

An dieser Stelle sei darauf verwiesen, daß es sich bei Fusion und Spaltung um Freisetzung von *Kern*-Energie handelt. Unter *Atom*-Energie müßte man eher Energiegewinn aus Atomhüllenprozessen verstehen, wie sie z. B. bei der Verbrennung von Kohle vor sich gehen. Leider scheint der sachlich nicht zutreffende Ausdruck „Atomenergie“ nicht mehr ausrottbar zu sein.

## 1,308) Neutronenenergie

Freie Neutronen können in kein Gefäß eingeschlossen werden. Sie wandern vielmehr, nur durch Stöße mit Kernen behindert, durch alle Stoffe (auch feste Körper), bis sie entweder absorbiert werden, den Stoff verlassen oder zerfallen.

Wenn Neutronen z. B. durch einen Graphitblock diffundieren, erleiden sie zahlreiche elastische Stöße mit den Kohlenstoffatomen (siehe Abb. 7). Es stellt sich dabei ein Temperaturgleichgewicht zwischen dem Neutronengas und den Kohlenstoffatomen ein. Erreichen die Neutronen dabei eine mittlere Geschwindigkeit von 2 200 m/s, d. h. eine mittlere Energie von 0,025 eV (ent-



Abb. 7. Die Diffusion von Neutronen durch ein Kristallgitter (schematisch)

sprechend einer Moderatortemperatur von  $20^\circ\text{C}$ ), so spricht man von *thermischen Neutronen*. Neutronen dieser Energie sind im sogenannten thermischen Reaktor vorherrschend [s. 2,25)]. Bei Neutronen mit Energien in der Größenordnung von keV bis MeV spricht man von *schnellen* Neutronen. Neutronen mit Energien zwischen dem thermischen Bereich

und etwa 100 eV nennt man *epithermisch*. Daran schließt sich der *mittelschnelle* Bereich an. Die Häufigkeit der von Neutronen ausgelösten Kernreaktionen hängt stark von der Geschwindigkeit der Neutronen ab [s. 1,5)].



### 1,309) Spaltung von $^{235}\text{U}$

Das im natürlichen Uran nur zu etwa 0,7% enthaltene Isotop  $^{235}\text{U}$  ist der wichtigste Spaltstoff. Er kann bereits bei der Vereinigung mit einem ruhenden oder nur wenig bewegten Neutron (thermisches Neutron) gespalten werden (natürlich auch beim Zusammentreffen mit einem schnellen Neutron). Trifft ein Neutron auf einen  $^{235}\text{U}$ -Kern auf, so bestehen außer der Streuung noch zwei Möglichkeiten: Entweder tritt eine  $(n, \gamma)$ -Reaktion auf, d. h. das Neutron wird absorbiert und es entsteht  $^{236}\text{U}$  unter Aussendung eines Gammateilchens, oder aber der Kern wird in Schwingungen versetzt, wobei er sich in der Mitte hantelförmig einschnürt. Nach etwa  $10^{-14}$  s platzt der Kern auseinander, er wird gespalten. Dabei fliegen die beiden Trümmer (die meistens nicht gleich schwer sind) mit großer Energie weg. Außerdem entsteht Gammastrahlung und schließlich werden unmittelbar bei der Spaltung zwei bis drei schnelle Neutronen (im Mittel mit einer Energie von 2 MeV) freigesetzt (Abb. 8). Die beiden Spaltungsfragmente

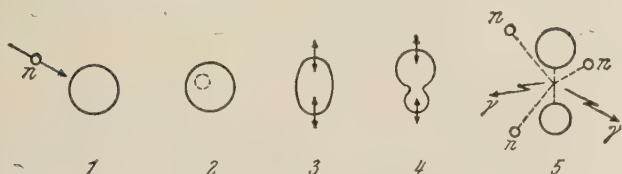


Abb. 8. Kernspaltung

1 Das Neutron nähert sich dem Kern, 2 Das Neutron wurde eingefangen und führt dem Kern Energie zu, 3 Die Anregungsenergie versetzt den Kern in Schwingungen, 4 Die Schwingungen führen zu einer Grenzlage, bei der die abstoßenden Kräfte das Übergewicht erhalten, 5 Der Kern zerplatzt, wobei zwei Bruchstücke, Sekundärneutronen und Gammastrahlung entstehen

(Spaltprodukte), die Spaltneutronen und die Gammateilchen, stoßen auf andere Kerne und versetzen diese in Wärmeschwingungen, so daß die Kernspaltungsenergie letzten Endes in Wärme umgewandelt wird.

Da bei der Spaltung keine Richtung bevorzugt wird, ist noch nicht abzusehen, ob man den Umweg über die „statistische“ Energieform Wärme vermeiden kann. Es scheint vor allem schwierig zu sein, Kernprozesse in größerem Umfang zur direkten Erzeugung von Elektrizität heranzuziehen. Der Thermoelement-Reaktor und der Plasma-Spaltungsreaktor existieren nur im Konzept. Sogenannte Atombatterien, bei denen die von einem Betastrahler ausgehenden Elektronen auf einer Elektrode aufgefangen werden, erreichen nur winzige Leistungen.

### 1,310) Spaltenergie

Insgesamt werden pro Spaltung rund  
 $200 \text{ MeV} = 8,9 \cdot 10^{-18} \text{ kWh}$

freigesetzt. Anders gesagt,  $3,1 \cdot 10^{10}$  Spaltungen pro Sekunde liefern 1 W. Da 1 g  $^{235}\text{U}$  aus  $2,56 \cdot 10^{21}$  Atomen besteht, können durch die vollständige Spaltung dieser Stoffmenge insgesamt  $22,7 \cdot 10^3 \text{ kWh}$  freigesetzt werden. Als Faustregel gilt: Die Spaltung von 1 g  $^{235}\text{U}$  liefert rund 1 MW einen Tag lang (1 MWd). Der Spaltstoff-Verbrauch ist etwas größer, da auch durch die  $^{235}\text{U}(n, \gamma)^{236}\text{U}$ -Reaktion Spaltstoff verbraucht wird.

Der Abbrand des Urans im Kernreaktor wird gewöhnlich an der entnommenen Energie gemessen und in Megawatttagen pro Tonne Uran (MWd/t) angegeben.

Die aus 1 g  $^{235}\text{U}$  gewinnbare Energiemenge ist beträchtlich. Die oft zu hörende Gleichsetzung von 1 t Uran mit  $3 \cdot 10^6$  t Kohle ist aber leider in der Praxis unzutreffend. Bisher müssen wir uns damit begnügen, im wesentlichen nur die Spaltstoffe zu verwerten, die Brutstoffe jedoch ungenützt zu lagern. Bei Natururan-Brennstoffelementen rechnet man zur Zeit mit einem maximalen Abbrand von 3 000 MWd/t. In den rund 7 kg in dieser Tonne enthaltenen  $^{235}\text{U}$ -Atomen schlummern jedoch etwa 7 000 MWd/t. Wir erschließen nur etwa 3 Promille der im Natururan insgesamt gebundenen Energie. Weitere Fortschritte werden verbesserte Brennstoffelemente bringen — von Uranoxyd erhofft man einen Abbrand bis zu 12 000 MWd/t. Die volle Ausnützung des bergmännisch gewinnbaren Urans und Thoriums wird erst der Brutreaktor ermöglichen.

Die bei der Spaltung freiwerdende Energie geht zu rund 90% in kinetische Energie der Spaltprodukte über. Die Spaltneutronen fliegen mit hoher Geschwindigkeit davon: ihre Energie macht  $\approx 3\%$  der Spaltenergie aus und liegt zwischen 0,1 und 10 MeV, wobei am häufigsten eine Energie von  $\approx 1$  MeV auftritt. Die restlichen 7% erscheinen in Form von Beta- und Gammastrahlung, die entweder momentan bei der Spaltung oder verzögert emittiert wird.

### 1,311) Spaltprodukte (Spaltfragmente)

bei der Kernspaltung entstehende Bruchstücke, die angeregte Kerne mittleren Gewichts mit Neutronenüberschuß darstellen. Es entstehen rund 300 verschiedene Kerne, wobei Massenzahlen um 97 und um 139 bevor-

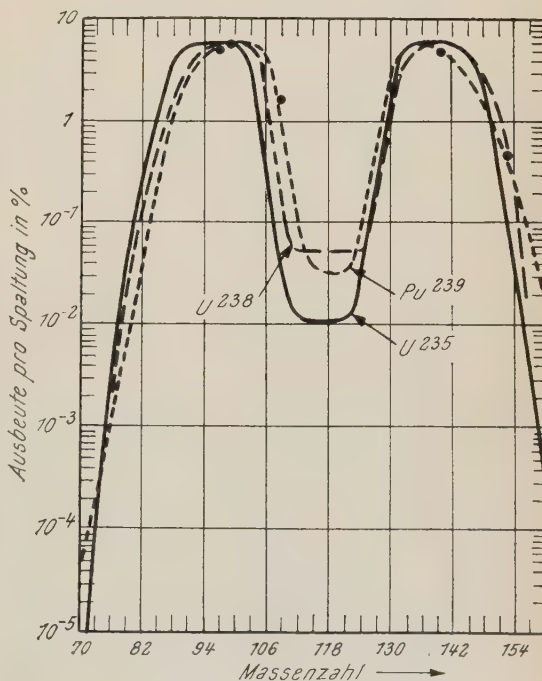


Abb. 9. Die Verteilung der Spaltprodukte auf die Massenzahlen

zugt auftreten (Abb. 9). Wegen des Neutronenüberschusses sind die meisten Spaltprodukte instabil und verwandeln sich — oft in längeren Umwandlungsketten — hauptsächlich durch Betazerfall, bis stabile



Kerne erreicht sind. Dabei können auch verzögerte Neutronen entstehen [s. 1,47]]. Manche Spaltprodukte sind extrem starke Neutronenabsorber, z. B. die „Gifte“ Xenon und Samarium [s. 2,413]]. Bei längerem Betrieb eines Reaktors wirken die Spaltprodukte als hemmende Schlacken; sie verursachen wegen ihrer langlebigen starken Radioaktivität verschiedene Schwierigkeiten [s. 2,4]].

### 1,312) Spaltung von <sup>238</sup>U

Im Gegensatz zu <sup>235</sup>U kann das <sup>238</sup>U-Atom, das etwas stabiler gebaut ist, von *langsamen* Neutronen *nicht* gespalten werden. Dazu sind nur schnelle Neutronen mit einer Energie von mindestens 1 MeV imstande. Langsame Neutronen werden von <sup>238</sup>U in einer (n,  $\gamma$ )-Reaktion unter Aussendung eines Gammateilchens eingefangen, wobei <sup>239</sup>U entsteht, das durch zweimaligen Betazerfall in <sup>239</sup>Pu übergeht [s. 1,213]]. Dieser Unterschied im Verhalten von <sup>235</sup>U und <sup>238</sup>U gegenüber thermischen Neutronen ist für das Verständnis des Kernreaktors wesentlich.

### 1,313) Spaltstoffe

nennt man Isotope, welche durch langsame (thermische) Neutronen unter Energiefreisetzung gespalten werden können. Der klassische Spaltstoff ist <sup>235</sup>U. Durch Neutroneneinfang in <sup>238</sup>U (das kein Spaltstoff ist) kann der Spaltstoff <sup>239</sup>Pu, der in der Natur nur in Spuren vorkommt, künstlich hergestellt werden. Auf ganz analoge Weise kann aus <sup>232</sup>Th (Thorium) der Spaltstoff <sup>233</sup>U künstlich erzeugt werden [s. 1,213]].

### 1,314) Brutstoffe

nennt man Isotope, welche zwar durch langsame Neutronen nicht gespalten werden können, die aber diese Neutronen einfangen und sich (über Zwischenstufen) in Spaltstoffe verwandeln lassen. Die wichtigsten Brutstoffe sind <sup>238</sup>U (woraus <sup>239</sup>Pu entsteht) und <sup>232</sup>Th (woraus <sup>233</sup>U entsteht). Die Brutstoffe können durch hinreichend schnelle Neutronen gespalten werden.

## 1,4) Zahl der Sekundärneutronen pro Spaltung, Kettenreaktion

### 1,41) Kettenreaktion

Unter Kettenreaktion versteht man einen Vorgang, der die Bedingungen für seinen Ablauf selbst immer wieder reproduziert. In diesem Sinne ist z. B. das Brennen einer Kerze eine Kettenreaktion, da durch die Hitze der Flamme dauernd Wachs geschmolzen und verdampft wird, so daß die Flamme das sie nährenden brennbare Gas selbst erzeugt. Auch die Kernspaltung ist im Prinzip einer Kettenreaktion fähig: Die Spaltung wird durch Neutronen ausgelöst, wobei wieder Neutronen entstehen, welche weitere Spaltungen hervorrufen können, usw. In der Kern-Kettenreaktion gibt es aber nicht nur Spaltungen, welche Neutronen liefern, sondern auch Prozesse, die Neutronen verzehren, wie die Absorption oder das Versickern von Neutronen durch die Oberfläche des Stoffs. Voraussetzung für eine Kettenreaktion ist daher, daß bei jeder Spaltung mehr als ein Neutron entsteht und daß die Zahl der Neutronengewinne zumindest der Zahl der Verluste gleich ist.

### 1,42) Neutronenzahl pro Spaltung $\nu$

Bei einer Kernspaltung entstehen in der Tat mehr als zwei Neutronen. Die Tab. IV zeigt die Zahl  $\nu$  der *pro Spaltung* entstehenden Neutronen, wenn die Spaltung durch ein thermisches Neutron verursacht wurde. Bei Spaltung durch schnelle Neutronen ergeben sich die Werte der Tab. V. Dabei handelt es sich um Mittelwerte aus einer großen Zahl von Spaltungen — es gibt natürlich keine Bruchteile von Neutronen.

Tabelle IV. Zahl der Spaltneutronen bei thermischer Spaltung

	<sup>235</sup> U	<sup>235</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>238</sup> U	Natururan
$\nu$	2,51	2,47	2,90	0	2,47
$\eta$	2,28	2,07	2,10	0	1,34

Tabelle V. Zahl der Spaltneutronen bei schneller Spaltung

	<sup>233</sup> U	<sup>235</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>238</sup> U	Natururan
$\nu$	2,7	2,65	3	2,65	2,5

### 1,43) Neutronenzahl pro Absorption $\eta$

Die Zahl  $\nu$  gibt die Zahl der Sekundärneutronen *pro Spaltung* an. Ob in einem bestimmten Stoff eine Kettenreaktion ablaufen kann, hängt jedoch davon ab, wie viele Neutronen *pro absorbiertem* Neutron entstehen, da ja nur ein Teil der Absorptionen zur Spaltung führt, während der andere Teil z. B. aus <sup>235</sup>U das Isotop <sup>236</sup>U bzw. aus <sup>238</sup>U nach Zwischenstufen <sup>239</sup>Pu hervorbringt und daher zunächst für die Kette verlorengeht. Die Zahl der Sekundärneutronen *pro Absorption* im Brennstoff nennt man  $\eta$ . Sie ist in der ersten der beiden vorstehenden Tabellen mit angeführt.

Man erkennt, daß in <sup>238</sup>U eine Kettenreaktion mit langsamen Neutronen wegen  $\eta = 0$  nicht möglich ist. Für schnelle Neutronen gilt mit  $\eta < 1$  das gleiche. Für diese ist  $\eta$  sogar im *natürlichen* Uran kleiner als 1. Das ist selbstverständlich: Wäre im Natururan eine Kettenreaktion mit schnellen Neutronen möglich, so gäbe es in der Welt kein Natururan mehr. Schnelle Neutronen gibt es nämlich wegen der kosmischen Strahlung überall auf der Erdoberfläche. Außerdem treten im Uran Spontanspaltungen auf, bei denen schnelle Neutronen entstehen.

Für *thermische* Neutronen ist in *Natururan*  $\eta = 1,34$ , was die Hoffnung gibt, eine Kettenreaktion auszulösen. Daß dies trotzdem nicht einfach ist, wird noch besprochen werden.

Bei den reinen Spaltstoffen (<sup>233</sup>U, <sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Pu) ist  $\eta$  sowohl für thermische als auch für schnelle Neutronen größer als 1, so daß in diesen Stoffen Kettenreaktionen möglich sind. Die Atombombenexplosion stellt eine Kettenreaktion mit schnellen Neutronen in reinem Spaltstoff dar. Der Spaltstoff muß entweder durch Isotopentrennung (<sup>235</sup>U) oder durch Brüten (<sup>233</sup>U, <sup>239</sup>Pu) erzeugt werden.

### 1,44) Anreicherung

Falls man durch ein Isotopentrennverfahren [s. 1,122]] das natürliche Verhältnis von z. B. <sup>235</sup>U und <sup>238</sup>U im Natururan zugunsten von <sup>235</sup>U verschiebt, so spricht



man von *Anreicherung*, speziell von schwacher (unter 5%), mittlerer (10 bis 20%) und hoher (über 80%) Anreicherung. Durch Anreicherung erhält man größere  $\eta$ -Werte, so daß sich eine Kettenreaktion auch unter ungünstigeren Bedingungen aufrechterhalten läßt.

1,45) Brutbedingung

Von den entstehenden  $\eta$  Spaltneutronen wird eines für die Aufrechterhaltung der Kettenreaktion gebraucht. Der Rest geht z. T. verloren, z. T. kann er zum Ausbrüten von neuem Spaltstoff aus Brutstoffen dienen, da für jedes im Brutstoff im  $(n,\gamma)$ -Prozeß eingefangene Neutron ein Spaltstoffatom ( $^{233}\text{U}$  oder  $^{239}\text{Pu}$ ) entsteht. Hat ein Kernreaktor günstige Neutronenökonomie, so daß diese Umwandlung in merklichem Ausmaß vor sich geht, so nennt man ihn *Konverter*.

Ist  $\eta > 2$ , so ist es im Prinzip möglich, *mehr* Spaltstoff zu erzeugen, als ursprünglich in den Reaktor eingesetzt wurde. Ein Neutron wird nämlich zur Fortsetzung der Spaltungskette benötigt und eines dient zum Ausbrüten eines Kernes, der den verbrauchten ersetzt. Ein Reaktor, bei dem dies der Fall ist, heißt *Brüter* (Brutreaktor). Die genauere Untersuchung zeigt, daß mit langsamen Neutronen nur ein aus  $^{233}\text{U}$  und  $^{232}\text{Th}$  bestehender Reaktor als Brüter wirken kann (*thermischer Brüter*). Eine zweite Möglichkeit arbeitet mit schnellen Neutronen und verwendet  $^{239}\text{Pu}$  und  $^{238}\text{U}$  (*schneller Brüter*). Dem Brutreaktor gehört die Zukunft, da man mit den anderen Reaktoren nur einen kleinen Bruchteil der Rohstoffe Uran und Thorium aufspalten kann, während es durch den Brutprozeß im Prinzip möglich ist, das ganze bergmännisch gewonnene Uran und Thorium (einschließlich der nicht thermisch spaltbaren Isotope) zu verwerten.

1,46) Prompte Neutronen

Die bei einer Spaltung entstehenden  $\nu$  Neutronen werden zum Großteil bei der Spaltung fast momentan ausgestoßen. Man bezeichnet sie daher als *prompte* Neutronen. Würde es nur prompte Neutronen geben, so wäre es schwer möglich, Reaktoren technisch zu beherrschen, da ein winziger Überschuß an neu erzeugten Neutronen genügen würde, den Reaktor durch rasendes Anwachsen der Kettenreaktion in kürzester Zeit zu zerstören. Die Kettenreaktion in der Kernspaltungsbombe wird dementsprechend nur durch prompte Neutronen getragen.

1,47) Verzögerte Neutronen

Ein Bruchteil  $\beta$  der Spaltneutronen (weniger als 1%) wird nicht momentan bei der Spaltung erzeugt, sondern erst später (im Mittel etwa 0,1 s). Bei der Spaltung entstehen zwei neue Kerne (Spaltprodukte), die radioaktiv sind und eine Reihe von Umwandlungen (Betazerfälle usw.) erleiden, die eine gewisse Zeit in Anspruch nehmen. Dabei kann es vorkommen, daß ein Neutron emittiert wird und damit gegenüber der Spaltung *verzögert* erscheint. Man unterscheidet sechs verschiedene Gruppen von verzögerten Neutronen, die in Tab. VI angegeben sind. Die Existenz der verzögerten Neutronen ist ein Geschenk der Natur an den Regelungstechniker, da sie die zeitlichen Veränderungen im Reaktor dämpfen [s. 2,405].

Tabelle VI. Verzögerte Neutronen bei thermischer Spaltung von  $^{235}\text{U}$

Gruppe	Halbwertszeit (s)	Anteil $\beta_i$	Gruppe	Halbwertszeit (s)	Anteil $\beta_i$
1	55,72	0,212 %	4	2,300	2,536 %
2	22,72	1,406 %	5	0,610	0,738 %
3	6,22	1,258 %	6	0,230	0,267 %

1,5) Wirkungsquerschnitte, Resonanzeinfang, Moderator

1,51) Wirkungsquerschnitt

Für die Reaktorberechnung ist es wichtig zu wissen, wie häufig eine bestimmte Kernreaktion eintritt. Gegenüber einem anfliegenden Neutron ist ein Atomkern eine Art von *Zielscheibe*: Die Reaktion tritt nur ein, wenn die Scheibe getroffen wird. Die Fläche der Scheibe ist ein Maß für die Wahrscheinlichkeit dafür, daß die Reaktion eintritt. Wie groß die Zielscheibe „Atomkern“ ist, hängt allerdings davon ab, um welche Reaktion es sich handelt (Streuung, Einfang, Spaltung) und wie schnell das Geschosß ist. Wie „groß“ ein Kern ist, hängt also

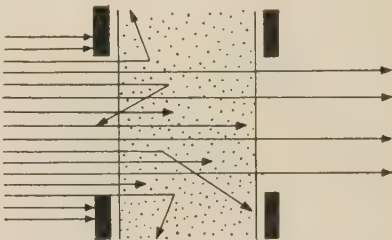


Abb. 10. Zur Definition des Wirkungsquerschnitts: ein definierter Strahl von Neutronen durchdringt eine Materieschicht; ein Teil der Neutronen wird durch Streuung an Kernen aus dem Strahl entfernt, ein anderer durch Absorption. Die relative Schwächung des Strahls ist dem makroskopischen Querschnitt und der Schichtdicke proportional

von den Umständen ab. Sein *Wirkungsquerschnitt* ist nicht einfach mit dem geometrischen Querschnitt gleichzusetzen. Handelt es sich um einen einzelnen Kern, so spricht man auch vom *mikroskopischen Wirkungsquerschnitt*  $\sigma$ . Er wird in der Einheit 1 barn =  $10^{-24}$  cm<sup>2</sup> gemessen. Multipliziert man mit der Teilchenzahl im Kubikzentimeter, bezeichnet mit  $N$ , so ergibt sich der *makroskopische Querschnitt* einer Substanz  $\Sigma = N \cdot \sigma$ , gemessen in cm<sup>-1</sup>. Diese mißt gewissermaßen die Zielfläche aller Kerne im cm<sup>3</sup>.

Dringt ein Neutronenstrahl mit  $N_0$  Teilchen pro cm<sup>2</sup> längs der  $x$ -Richtung in eine homogene Schicht ein (Abb. 10), so nimmt seine Intensität nach dem Gesetz

$$N(x) = N_0 e^{-\Sigma x} = N_0 e^{-x/\lambda}$$

ab. Der Kehrwert von  $\Sigma$  wird als mittlere freie Weglänge  $\lambda$  bezeichnet. Der *totale Wirkungsquerschnitt*  $\Sigma$  kann in Querschnitte für Streuung (s), Absorption (a), Einfang (e) und Spaltung (f) aufgliedert werden:

$$\Sigma = \Sigma_s + \Sigma_a = \Sigma_s + \Sigma_e + \Sigma_f$$

Die Tab. VII bringt einige wichtige Werte für kern-technisch bedeutsame Stoffe.



Tabelle VII. Eigenschaften einiger kerntechnisch wichtiger Stoffe

Es bedeuten: M Moderator, K Kühlmittel, A Absorber, St Strukturmaterial, B Brennstoff.

Z	Stoff	Atom- bzw. Mo- lekular- gewicht	Dichte (g/cm³)	Teilchen/ cm³ · 10 <sup>24</sup>	Mikroskopischer therm. Querschnitt (barn)		Makroskopischer therm. Querschnitt (cm <sup>-1</sup> )		Diffusions- länge (cm)	Ver- wen- dung
					σ <sub>a</sub>	σ <sub>s</sub>	Σ <sub>a</sub>	Σ <sub>s</sub>		
1	H	1,008	8,9 · 10 <sup>-5</sup>	5,3 · 10 <sup>-5</sup>	0,33	38	1,7 · 10 <sup>-5</sup>	0,002	1,610	
	H <sub>2</sub> O	18,016	1,00	0,033 5	0,66	103	0,022	3,45	2,73	M, K
	D <sub>2</sub> O	20,030	1,10	0,033 1	0,001	13,6	3,3 · 10 <sup>-5</sup>	0,449	116	M, K
2	He	4,003	17,8 · 10 <sup>-5</sup>	2,6 · 10 <sup>-5</sup>	0,007	0,8	0,02 · 10 <sup>-5</sup>	2,1 · 10 <sup>-5</sup>	2,8 · 10 <sup>-5</sup>	K
4	Be	9,013	1,85	0,123 6	0,010	7,0	0,0012	0,865	22	M
5	B	10,82	2,45	0,136 4	755	4	103	0,546	0,112	A
6	C	12,011	1,60	0,080 3	0,003	4,8	26 · 10 <sup>-5</sup>	0,385	54,4	M
11	Na	22,991	0,971	0,025 4	0,515	4,0	0,013	0,102	15,8	K
19	K	39,100	0,87	0,013 4	1,97	1,5	0,026	0,020	22,3	K
26	Fe	55,85	7,86	0,084 8	2,53	11	0,215	0,933	1,27	St
40	Zr	91,22	6,4	0,042 3	0,180	8	0,008	0,338	11,4	St
48	Cd	112,41	8,65	0,046 4	3315	7	154	0,325	0,008 3	A
92	U	238,07	18,9	0,047 83	7,6	8,3	0,364	0,397	1,37	B
	UO <sub>2</sub>	270,07	10	0,022 3	7,6	16,7	0,169	0,372	1,897	B
94	Pu	239	19,74	0,049 8	1,145	9,6	57,0	0,478	0,070 8	B

Die Wirkungsquerschnitte sind zum Großteil stark von der Energie des auf den Kern auffallenden Neutrons abhängig. Besonders wichtig ist der „thermische Querschnitt“ für thermische Neutronen, d. h. solche mit einer Energie von 0,025 3 eV.

1,52) Wirkungsquerschnitt für <sup>235</sup>U

Die Abb. 11 zeigt den *Spaltungsquerschnitt* für <sup>235</sup>U. Man erkennt, daß die Wahrscheinlichkeit für Spaltung bei thermischen Neutronen am größten ist. Mit wach-

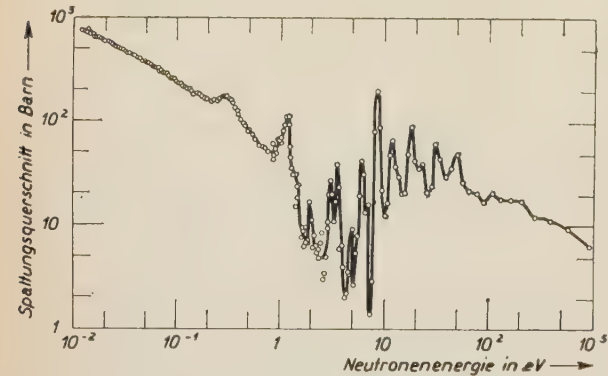


Abb. 11. Der mikroskopische Spaltungsquerschnitt von <sup>235</sup>U in barn (10<sup>-24</sup> cm<sup>2</sup>) als Funktion der Energie des auslösenden Neutrons in eV

sender Energie wird der Spaltquerschnitt kleiner. Schnellere Neutronen verweilen nämlich kürzer in der Umgebung des Kerns und haben daher eine kleinere Chance, eingefangen zu werden. Im Gebiet zwischen 1 und 100 eV treten Wechselwirkungen zwischen Neutron und Kern auf, die wellenmechanisch erklärbar sind. Der Querschnitt zeigt einzelne „Resonanz-Spitzen“, weswegen man diesen Energiebereich das *Resonanzgebiet* nennt. Aus Abb. 11 ersieht man, daß es am günstigsten ist, mit thermischen Neutronen zu arbeiten.

Außer für die Spaltung hat der Kern noch einen *Querschnitt für Streuung*, also für Prozesse, bei denen das Neutron mit dem Kern wie mit einer elastischen Kugel zusammenstößt und zurückgeworfen wird. Dieser Querschnitt ist nicht stark veränderlich und liegt in der Größenordnung von bis 5... 10 barn.

Schließlich ist noch der *Einfangquerschnitt* für die Reaktion <sup>235</sup>U (n, γ) <sup>236</sup>U von Bedeutung. In Wirklichkeit stehen die drei Prozesse Spaltung, Streuung und Einfang in Konkurrenz miteinander und die betreffenden Querschnitte geben die Wahrscheinlichkeit dafür an, daß das eine oder andere Ereignis eintritt.

Für *thermische* Neutronen haben die <sup>235</sup>U-Querschnitte folgende Werte:

Spaltung 582 barn,  
Einfang 112 barn,  
Streuung 10 barn,  
total 704 barn.

1,53) Wirkungsquerschnitt für <sup>238</sup>U

Die Abb. 12 zeigt den totalen Wirkungsquerschnitt für Natururan, der weitgehend vom überwiegend vorhandenen <sup>238</sup>U bestimmt wird. Spaltung tritt bei <sup>238</sup>U erst bei Neutronenenergien über 1,1 MeV ein. Man erkennt in dieser Abbildung deutlich das *Resonanzgebiet*. Neutronen, deren Energie in diesen Bereich fällt, werden vom <sup>238</sup>U bevorzugt absorbiert. Dieser *Resonanzeinfang* führt, wie oben dargelegt, zu <sup>239</sup>U und weiter zu <sup>239</sup>Pu. Er ist daher für die Plutonium-

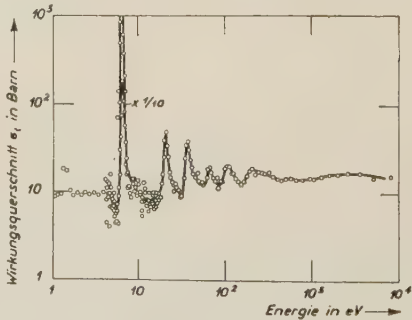


Abb. 12. Der totale mikroskopische Wirkungsquerschnitt von Natururan in barn (10<sup>-24</sup> cm<sup>2</sup>) als Funktion der Energie des auftreffenden Neutrons in eV

produktion im Reaktor wesentlich. Andererseits ist der Resonanzeinfang eine der wichtigsten Ursachen für *Neutronenverluste*, falls im Reaktor viel <sup>238</sup>U vorhanden ist.



Im Abschnitt 1,4) wurde unter „Neutronenzahl pro Absorption“ festgestellt, daß im Natururan keine Kettenreaktion mit schnellen Neutronen möglich ist. Man könnte nun vermuten, daß schnelle Neutronen in einem Uranblock durch Stöße mit den Kernen auch auf thermische Energie abgebremst werden können und damit in den Bereich mit  $\eta > 1$  geraten, so daß eine Kettenreaktion mit thermischen Neutronen möglich ist. Dies ist jedoch nicht richtig, da die langsamer werdenden Neutronen im Resonanzgebiet dem  $^{238}\text{U}$  zum Opfer fallen und damit für die Kettenreaktion verlorengehen. In Natururan kann also eine Kettenreaktion nur durch besondere Maßnahmen in Gang gebracht werden, durch die der Resonanzeinfang vermindert wird.

## 1,54) Neutronenbremsung, Moderatoren

Um die in einem Reaktor entstehenden schnellen Spaltneutronen abzubremsen, damit sie zu thermischen Neutronen werden und damit hohe Spaltquerschnitte erzielen, verwendet man spezielle Bremsstoffe mit großem Streuvermögen, sogenannte *Moderatoren*. Ein bekannter Moderator ist z. B. reiner Graphit (Kohlenstoff). Neutronen diffundieren wie ein Gas durch den Graphit. Beim elastischen Zusammenstoß mit den Kohlenstoffatomen geben sie Energie an diese ab und werden selbst langsamer. Nach einem Zickzackweg von rund 20 cm Luftlinie sind sie mit der mittleren Wärmeenergie der Kohlenstoffatome ins Gleichgewicht gekommen, d. h. thermalisiert. Bei diesem Prozeß gehen allerdings Neutronen durch Absorption in Kohlenstoffatomen verloren.

Die Stoßtheorie zeigt, daß ein Moderator um so wirksamer ist, je leichter seine Atome sind. Allerdings dürfen die Moderatoratome die Neutronen nicht zu stark absorbieren. Wegen dieser Forderung scheiden viele leichte Stoffe als Moderator aus. Eine Gütezahl, das *Bremsverhältnis*, charakterisiert die Tauglichkeit der verschiedenen Bremsstoffe. Es beträgt bei

schwerem Wasser	12 000,
Graphit	170,
Beryllium	159,
gewöhnlichem Wasser	72.

Die hohe Güte des *schweren* Wassers erklärt sich aus der geringen Neutronenabsorption. Es ist der beste Moderator, doch sind seine Kosten enorm. *Gewöhnliches Wasser* ist dagegen ein stärkerer Neutronenabsorber, doch hat es den Vorteil geringer Kosten für sich. Allerdings können mit Wasser nur Reaktoren mit *angereichertem* Uran laufen, mit Graphit und vor allem mit Schwerwasser auch Reaktoren mit *Natururan*. Die an Moderatoren gestellten Reinheitsforderungen sind außergewöhnlich und fallen ganz aus den bisherigen technischen Maßstäben.

## 2) Physik des Kernreaktors

### 2,1) Kettenreaktion im Natururan-Reaktor

#### 2,101) Homogener Reaktor

Im Abschnitt 1,4) wurde festgestellt, daß trotz einer Vermehrungszahl von  $\eta = 1,34$  Neutronen pro absorbiertem Neutron in einem *Natururanblock* keine Kettenreaktion mit thermischen (und erst recht nicht mit schnellen) Neutronen möglich ist. Die als schnell entstehenden Neutronen erleiden zwar auch im Uran eine

(schwache) Abbremsung, sie werden jedoch im *Resonanzgebiet* — noch bevor sie thermisch geworden sind — vom überwiegend vorhandenen  $^{238}\text{U}$  eingefangen und gehen für die Kette verloren.

Um den Resonanzeinfang einzudämmen, kann man das Uran mit einem *Moderator* vermischen. Die schnellen Spaltneutronen werden nun durch Stoß mit den Moderatoratomen rasch abgebremst und springen gewissermaßen über das Resonanzgebiet hinweg, so daß nun wesentlich weniger Neutronen absorbiert werden. Es ist in der Tat möglich, in einer homogenen Mischung von *Natururan* und *schwerem Wasser* (praktisch: Aufschwemmung von  $\text{UO}_2$ -Körnchen in  $\text{D}_2\text{O}$ ) eine thermische Kettenreaktion zu erzielen.

#### 2,102) Neutronenbilanz

Verfolgen wir das Schicksal eines thermischen Neutrons in einem homogenen Reaktor (s. Abb. 13). Es wird im Brennstoff eingefangen und an seiner Stelle erscheinen  $\eta$  (schnelle) Spaltneutronen. Diese können

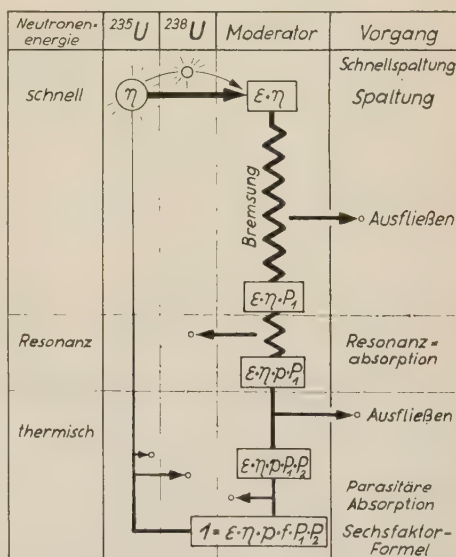


Abb. 13. Schema des Neutronenzyklus in einem thermischen Reaktor [vgl. auch 2,104)]

Der Zyklus beginnt unten mit einem Neutron und endet nach Gewinn durch Spaltung und Schnellsplaltung und Verlusten durch Absorption und Ausfließen schließlich mit  $k$  Neutronen. Wenn  $k = 1$ , schließt sich der Zyklus und der Reaktor arbeitet stationär

unter Umständen, noch bevor sie abgebremst sind, im  $^{238}\text{U}$  eine *Schnellsplaltung* hervorrufen, so daß nun noch mehr Spaltneutronen zur Verfügung stehen. Dem trägt man durch den *Schnellsplaltfaktor*  $\epsilon$  Rechnung, der für Natururan-Graphitreaktoren etwa bei 1,03 liegt. Die  $\epsilon \eta$ -Neutronen werden nun abgebremst. Während sie das Resonanzgebiet durchwandern, werden einige von ihnen eingefangen. Der Bruchteil  $p$  entgeht dem Einfang und wird thermisch. Man nennt  $p$  die *Resonanz-Durchlaßwahrscheinlichkeit* oder *Bremsnutzung*. Von den nunmehr vorhandenen  $\epsilon \eta p$  thermischen Neutronen werden einige im Moderator oder im Kühlmittel usw. parasitär absorbiert. Der Bruchteil  $f$  der insgesamt absorbierten thermischen Neutronen soll dagegen im Brennstoff eingefangen werden. Man nennt  $f$  die *thermische Nutzung*. Aus einem im Brennstoff absorbierten Neutron sind also in der nächsten Generation  $\epsilon \eta p f$  Neutronen geworden.



2,103) Unendlicher Multiplikationsfaktor  $k_\infty$

Man definiert  $k_\infty = \varepsilon \eta p f$  und nennt  $k_\infty$  den unendlichen Multiplikationsfaktor. Bisher wurde nämlich noch nichts über die Größe des Reaktors gesagt und es konnte angenommen werden, daß keine Neutronen ungenützt durch seine Oberfläche entweichen. Das würde natürlich nur in einem unendlich großen Reaktor der Fall sein. Die folgende Übersicht zeigt  $k_\infty$  für verschiedene *homogene* Moderator-Natururan-Gemische von unendlicher Ausdehnung mit optimaler Zusammensetzung.

Tabelle VIII. Multiplikationsfaktor für homogene Natururangemische

Moderator	$k_\infty$
Wasser .....	0,62
Beryllium .....	0,66
Graphit .....	0,84
Schweres Wasser .....	1,33

Man erkennt, daß nur im Schwerwasser-Reaktor eine Kettenreaktion möglich ist, da der Multiplikationsfaktor natürlich größer als 1 sein muß, wenn die Reaktion nicht absterben soll.

Bei anderen Moderatoren muß man entweder *angereichertes* Uran nehmen oder den Reaktor *heterogen* [s. 2,109)] bauen, um  $k > 1$  zu erreichen. Es können auch beide Maßnahmen kombiniert werden.

2,104) Effektiver Multiplikationsfaktor

Bei endlichen Reaktoren geht immer ein Teil der Neutronen durch die Oberfläche des Reaktors verloren (Sickerverluste). Schon während des Bremsens fließt ein Teil aus. Der Bruchteil  $P_1$  soll weiterhin im Reaktor bleiben. Auch von den im Reaktor diffundierenden thermischen Neutronen strömt ein Teil ab. Der im Reaktor verbleibende Bruchteil soll mit  $P_2$  bezeichnet werden. Aus einem absorbierten thermischen Neutron werden dann in der nächsten Generation nur  $k_\infty P_1 P_2$  hervorgehen. Da die „*Verbleibfaktoren*“  $P_1$  und  $P_2$  natürlich  $< 1$  sind, ist also die Neutronenbilanz des endlichen Reaktors ungünstiger als die des unendlichen. Die Größe  $k = k_\infty P_1 P_2$  nennt man den *effektiven Multiplikationsfaktor* (vgl. Abb. 13).

2,105) Sechsfaktorformel

Wenn der Reaktor dauernd und gleichmäßig laufen soll, darf sich die Neutronenzahl pro Generation nicht ändern. An Stelle des einen betrachteten Neutrons muß wieder eines und nur eines auftreten. Einen Reaktor, bei dem dies der Fall ist, nennt man *kritisch* (die Bezeichnung „stationär“ wäre treffender). Es muß dann  $k = 1$  sein. Die Bedingung

$$k = \varepsilon \eta p f P_1 P_2 = 1$$

nennt man die *Sechsfaktorformel* für den kritischen Reaktor (Abb. 13).

2,106) Reaktivität

Ist  $k > 1$ , so wächst die Neutronenzahl mit jeder Generation an, d. h. die Zahl der Spaltungen pro Sekunde und damit die Leistung schwillt an. Man nennt diesen Zustand des Reaktors *überkritisch*. Ist um-

gekehrt  $k < 1$ , so ist der Reaktor unterkritisch und die Kettenreaktion stirbt ab. Als Maß für die Abweichung des Reaktors vom kritischen (Normalbetriebs-)Zustand dient die Größe

$$\varrho = \frac{k - 1}{k},$$

die als *Reaktivität* bezeichnet wird. Sie ist im kritischen Zustand Null.  $\varrho$  darf im Betrieb den Wert  $\beta \approx 0,007$  (den Bruchteil der verzögerten Neutronen) nicht überschreiten, da sonst der Reaktor *prompt kritisch* wird, d. h. von den prompten Neutronen allein bestimmt wird und durchgeht [s. 2,405)].

2,107) Kritische Größe

Der homogene unendliche D<sub>2</sub>O-Natururan-Reaktor hat ein  $k_\infty = 1,33$  und ist damit weit überkritisch, d. h. er würde momentan explodieren<sup>2)</sup>. Macht man den Reaktor kleiner, so vergrößert sich das Verhältnis der Oberfläche zum Volumen, womit die Sickerverluste steigen. Der Faktor  $P_1 P_2$  nimmt also ab. Bei einer ganz bestimmten Größe des Reaktors wird  $P_1 P_2 = 1/1,33$ , wodurch die kritische Bedingung  $k = 1$  erreicht ist. Der Reaktor ist nun kritisch. Macht man ihn noch kleiner, so sinkt mit fallendem  $P_1 P_2$  auch  $k$ ; schließlich wird  $k$  kleiner als 1 und es kann keine selbsterhaltende Reaktion bestehen. Bei  $k = 1$  spricht man von der *kritischen Größe* des Reaktors.

2,108) Überschußreaktivität

Jeder praktisch arbeitende Reaktor muß größer ausgelegt werden, als es die Bedingung  $k = 1$  verlangt. Man muß nämlich berücksichtigen, daß sich *Neutronengifte* bilden [s. 2,413)], daß ein *Temperatureffekt* [s. 2,415)] auftritt und daß der *Abbrand* des Spaltstoffs die Arbeitsbedingungen verschlechtert [s. 2,51)]. Der Reaktor muß also *Überschußreaktivität* aufweisen, um längere Zeit arbeiten zu können. Zu diesem Zweck baut man in den Reaktor anfänglich wesentlich mehr Spaltstoff ein, als zur Erreichung der kritischen Masse nötig wäre (Betriebsmasse). Damit der Reaktor stationär arbeitet, muß diese Überschußreaktivität anfänglich durch eingeführte Neutronenabsorber (Kompensationsstäbe z. B. aus Cd, B, Hf, Eu, Ag) kompensiert und im Betrieb nach Bedarf freigegeben werden (Herausziehen der Stäbe).

2,109) Graphitreaktor, heterogener Reaktor

Da beim *homogenen* Graphit-Natururan-Reaktor  $k_\infty = 0,84$  ist, könnte dieser Reaktor nicht laufen, auch wenn er unendlich groß wäre. Um die Bremsnutzung  $p$  und damit  $k_\infty$  zu vergrößern, verteilt man das Natururan nicht homogen, sondern *heterogen* im Graphit, d. h. man setzt *Uranstäbe* in gewissen Abständen in Bohrungen in einem Graphitklotz ein. Die (schnellen) Spaltneutronen treten aus den Stäben in den Graphit aus und werden dort abgebremst. Wenn sie Resonanzenergien erreichen, werden die meisten von ihnen im Graphit sein und nur ein kleiner Teil in den Uranstäben, so daß die Mehrzahl dem Resonanzeinfang durch das <sup>238</sup>U entkommt. Sind sie einmal thermisch geworden,

<sup>2)</sup> Eine Reaktorexpllosion würde einer Dampfkesselexplosion gleichen und unterscheidet sich wesentlich von einer Atombombenexplosion.



so haben sie das Resonanzgebiet schon übersprungen. Auf diese Weise vergrößert sich  $p$  so, daß  $k_{\infty}$  größer als 1 wird. Allerdings werden im heterogenen Reaktor auch mehr Neutronen im Moderator parasitär absorbiert, so daß die thermische Nutzung  $f$  kleiner wird. Insgesamt läßt sich immerhin ein  $k_{\infty} \approx 1,08$  erzielen. Aus dem Neutronenüberschuß von 0,08 müssen aber die nötige Überschußreaktivität und die Sickerverluste herausgewirtschaftet werden. Der Natururan-Graphit-Reaktor ist damit zwangsläufig groß und hat kritische Abmessungen in der Größenordnung von 10 m.

Der Schwerwasser-Natururan-Reaktor kann natürlich auch heterogen (mit Uranstäben) ausgeführt werden und ist im Hinblick auf die Neutronenökonomie günstiger als der homogene. Es sind kritische Abmessungen in der Größenordnung von 2...3 m erreichbar.

### 2,110) Reflektor

Die Sickerverluste von Neutronen lassen sich herabmindern, indem man den Reaktor mit einem *Reflektor* für Neutronen umgibt. Der Reflektor besteht aus einer Substanz, an die die gleichen Anforderungen gestellt werden wie an einen guten Moderator. Das Abwandern der Neutronen wird dadurch vermindert, daß die Reflektoratome die anlaufenden Neutronen zu zickzackförmigen Umwegen zwingen, so daß ein Teil von ihnen wieder in die Spaltzone zurückwandert. Durch Anwendung eines Reflektors vermindern sich die kritischen Abmessungen und es kann teurer Brennstoff eingespart, d. h. die Spaltzone kleiner ausgeführt werden [Reflektorgewinn, s. 2,28)].

### 2,111) Aufbau eines typischen Graphitreaktors

Aus dem Vorhergehenden ergibt sich der in Abb. 14 dargestellte grundsätzliche Aufbau eines Graphitreaktors. Der innerhalb des Reflektors liegende Teil des Reaktors heißt *Spaltzone* oder *Core*. Zur Abführung der bei der Spaltung entstehenden Wärme ist ein *Kühl-*

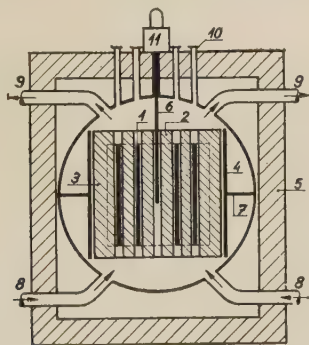


Abb. 14. Schema eines gasgekühlten Natururan-Graphitreaktors

1 Brennstoffelemente (Uranstäbe in Magnox-Hülsen), 2 Moderator (Graphit), 3 Reflektor (Graphit), 4 Thermischer Schild (Stahl), 5 Abschirmung (Beton), 6 Absorberstab (borierter Stahl), 7 Dichtung, 8 Gas-eintritt, 9 Gasaustritt, 10 Beschickungskanäle, 11 Regelstabantrieb

*kreislauf* (hier mit  $\text{CO}_2$ ) erforderlich. Der Reaktor muß mit einer *Abschirmung* (biologischer Schild) aus dicken Betonwänden umgeben sein, um die Bedienungsmannschaft vor den gefährlichen Strahlungen zu schützen, die bei der Kernspaltung entstehen. Ein *thermischer Schild* schützt das Druckgefäß und den Beton vor zu starker Erhitzung durch radioaktive Strahlung.

### 2,112) Reaktormaterialien

Die beim Bau des Kernreaktors verwendeten Stoffe müssen nicht nur den üblichen, allerdings oft extrem übersteigerten, technischen Bedingungen genügen, sondern unterliegen auch speziellen nuklearen Forderungen. Der *Absorptionsquerschnitt* für Neutronen muß bei bestimmten Stoffen (Hülsen, Moderator, Kühlmittel, Konstruktionsmaterial) *klein* sein, um eine gute Neutronenökonomie zu erzielen (z. B. Al, Mg, Zr, C, Be,  $\text{D}_2\text{O}$ ,  $\text{H}_2\text{O}$ , Na, K, Fe). Andere Stoffe, die z. B. zur Regelung oder Abschirmung verwendet werden, sollen starke Absorber sein (wie Cd, B, Hf für Neutronen und Pb für Gammastrahlen).

Man verlangt ferner, daß die Reaktormaterialien hohe *Strahlenbeständigkeit* zeigen, d. h. daß sich ihre mechanisch-chemischen Eigenschaften unter dem Einfluß der intensiven Reaktorstrahlung nicht zu stark verschlechtern.

Schließlich sollen die Materialien im Strahlenfeld keine zu große *Aktivierung* erfahren, d. h. ihre Kerne sollen bei Bestrahlung nicht in aktive, vor allem nicht in langlebig aktive Kerne übergehen.

Ein Sonderfall sind die *Spalt- und Brutstoffe*, die bei hinreichender Reinheit zwar nuklear entsprechen, aber oft mechanisch, thermisch und chemisch unzureichend sind. Man muß sie daher in der entsprechenden Verbindung (z. B. Oxyd, Karbid) oder Legierung verwenden [s. 3,15)].

## 2,2) Grundformeln des nackten thermischen Reaktors

### 2,21) Neutronenfluß $\Phi$

Die wichtigste Größe in der Neutronenbilanz eines Reaktors ist der *Neutronenfluß*. Die Zahl der Neutronen einer bestimmten Geschwindigkeit  $v$  in der Volumeneinheit werde mit  $n$  bezeichnet. Der Fluß ist dann durch  $\Phi = vn$  gegeben und wird in (Neutronen  $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ ) gemessen. An und für sich ist der Fluß in einem Reaktor geschwindigkeitsabhängig, da ja Neutronen der verschiedensten Energien vorkommen<sup>3)</sup>. Im thermischen Reaktor gehören jedoch die meisten Neutronen dem schmalen thermischen Energiebereich an, so daß man in erster Näherung nur den *thermischen Fluß* zu betrachten braucht. Der Fluß ist keine gerichtete Größe, da die diffundierenden Neutronen sich nach den verschiedensten Richtungen bewegen. In thermischen Graphitreaktoren beträgt der Fluß etwa  $10^{12}$ , in speziellen Forschungsreaktoren und schnellen Reaktoren kann er bis zu  $10^{15} \text{ N cm}^{-2} \text{s}^{-1}$  erreichen.

### 2,22) Reaktionsrate

Multipliziert man den *Fluß*  $\Phi$  mit dem *makroskopischen Querschnitt* für irgendeinen Kernprozeß, z. B. mit dem Spaltquerschnitt  $\Sigma_f$ , so ergibt sich die *Reaktionsrate*  $R = \Phi \Sigma_f$ . Sie gibt an, wie viele Kernreaktionen der betrachteten Art, z. B. Spaltungen, sich pro  $\text{cm}^3$  und s ereignen.

<sup>3)</sup> Genau genommen ist der Fluß auch von der Flugrichtung abhängig. Diese Tatsache wird von der sogenannten *Transporttheorie* berücksichtigt. Wir beschränken uns der Einfachheit halber auf die nur näherungsweise gültige *Diffusionstheorie*.



## 2,23) Diffusionskoeffizient

Ist in einem Körper (Moderatorblock) die Neutronendichte bzw. der Fluß von Ort zu Ort verschieden, so diffundieren die Neutronen von den Stellen höheren Flusses zu Stellen mit niedrigerem Fluß. Der Neutronenstrom  $J$ , d. h. die Zahl der pro Sekunde eine Fläche von  $1 \text{ cm}^2$  durchsetzenden Neutronen, ist dann nach dem *Fickschen Gesetz* proportional zum Gefälle des Flusses, d. h. auch zum Konzentrationsgefälle des Neutronengases im streuenden Medium:

$$J = -D \cdot \text{grad } \Phi. \quad (1)$$

Die Größe  $D$  (Dimension:  $\text{cm}$ ) heißt Diffusionskoeffizient. Ist er groß, so setzt das Medium dem Strömen der Neutronen wenig Widerstand entgegen (schlechter Streuer; vgl. Tab. VII).

## 2,24) Neutronenalter

ein Maß für den Geschwindigkeitsverlust, den die Neutronen bei der Abbremsung in einem Moderator erleiden. Das Neutronenalter  $\tau$ , auch *Fermi-Alter*, ist keine Zeit, sondern eine Größe mit der Dimension  $\text{cm}^2$ . Die schnellen, bei der Spaltung entstehenden Neutronen erhalten das „Alter“ Null. Je länger ein Neutron durch den Moderator wandert und je langsamer es dabei wird, desto weiter kann es sich vom Ausgangspunkt entfernen. Ein Sechstel der mittleren quadratischen Entfernung, die es dabei zurücklegt, wird mit  $\tau$  bezeichnet.

## 2,25) Neutronenspektrum, Neutronentemperatur

Im stationären Kernreaktor bildet sich eine bestimmte Verteilung der Neutronen auf die verschiedenen Energiebereiche heraus (Neutronenspektrum). Im thermischen Reaktor z. B. sind die langsamen Neutronen am weitaus häufigsten vertreten. Sie folgen etwa einer Maxwell-Boltzmann-Verteilung. Dementsprechend kann man ihnen eine mittlere Energie und damit eine „Neutronentemperatur“ zuschreiben (bei Zimmertemperatur  $0,0253 \text{ eV}$  bzw.  $20^\circ \text{C}$ ). Durch Absorption im Moderator (z. B. im Wasser) wird die Maxwell-Boltzmann-Verteilung allerdings etwas verzerrt, so daß die Neutronentemperatur (etwa  $50^\circ \text{C}$ ) über der Moderatortemperatur liegt („Härtung“ des Neutronenspektrums). An die Verteilungskurve der thermischen Neutronen schließt eine  $1/E$ -Kurve für die epithermischen und schnellen Neutronen an. Die Wirkungsquerschnitte müssen bei der genauen Rechnung über die entsprechenden Energiegebiete gemittelt werden.

## 2,26) Reaktorgleichung

Im einfachsten Fall (großer, nackter, thermischer Graphitreaktor) kann der Neutronenhaushalt durch folgende Gleichung (Erhaltungssatz) beschrieben werden:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Phi}{\partial t} = D \cdot \text{div grad } \Phi - \Sigma_a \Phi + k_\infty e^{-B^2 \tau} \Sigma_a \Phi. \quad (2)$$

Links steht die *zeitliche Änderung* der Neutronendichte. Das erste Glied rechts mißt die *Sickerverluste* aus dem betrachteten Volumenelement, das zweite (mit dem Absorptionsquerschnitt  $\Sigma_a$ ) die Verluste durch Absorptionen in den verschiedenen Substanzen im Reaktor. Das dritte Glied bringt die *Neutronenproduktion* durch Spaltung zum Ausdruck. Absorbiert werden insgesamt  $\Sigma_a \Phi$  Neutronen pro  $\text{cm}^3$  und s. Für jedes absorbierte

Neutron erscheinen  $k_\infty/p$  Spaltneutronen. Während des Bremsens strömen Neutronen aus dem Reaktor aus oder unterliegen dem Resonanzefang und nur der Bruchteil  $p P_1 = p e^{-B^2 \tau}$  erreicht das thermische Gebiet [s. 2,105]. Die sogleich zu besprechende Größe  $B^2$  heißt *Flußwölbung* und ist den Abmessungen des Reaktors verkehrt proportional.

## 2,27) Flußwölbung, kritische Gleichung

Beim *kritischen* (stationären) Reaktor muß die linke Seite der Reaktorgleichung Null werden. Mit der Abkürzung  $L^2 = D/\Sigma_a$ , wobei  $L$  als *Diffusionslänge* bezeichnet wird, ist dann

$$\text{div grad } \Phi + \frac{k_\infty e^{-B^2 \tau} - 1}{L^2} \Phi = 0,$$

oder, wenn wir den Quotienten mit  $B^2$  bezeichnen,

$$\text{div grad } \Phi + B^2 \Phi = 0. \quad (3)$$

Das ist ein Eigenwertproblem, welches bei gegebenen Randbedingungen (Neutronen können aus dem Reaktor nur abfließen) eine Serie von Eigenwerten  $B^2$  liefert. Man kann zeigen, daß der Reaktor nur stationär ist, wenn  $B^2$  den *kleinsten* dieser Eigenwerte bedeutet.

Die aus den Gleichungen (3) folgende Beziehung

$$k = \frac{k_\infty e^{-B^2 \tau}}{1 + L^2 B^2} = 1 \quad (4)$$

wird als *kritische Gleichung* des Reaktors bezeichnet. Man erkennt darin unschwer die Sechsfaktorformel, wenn man für  $e^{-B^2 \tau} = P_1$  und für  $1/(1 + L^2 B^2) = P_2$  setzt.

Durch (3) ist bei gegebener Reaktorgeometrie (äußere Form des Reaktors) die *Flußverteilung* im Reaktor bestimmt.

Für den *zylindrischen Reaktor* mit der Höhe  $H$  und dem Radius  $R$  ergibt sich z. B.:

$$\Phi = \Phi_0 \cdot \cos\left(\frac{\pi z}{H'}\right) \cdot J_0\left(\frac{2,405 r}{R'}\right) = \Phi_0 \Phi_z \Phi_r, \quad (5)$$

Dabei bedeutet  $J_0$  die Besselfunktion nullter Ordnung. Der Flußverlauf ist in Abb. 15 schematisch dargestellt. Die *Flußwölbung*  $B^2$  ist in diesem Fall gegeben durch:

$$B^2 = \left(\frac{\pi}{H'}\right)^2 + \left(\frac{2,405}{R'}\right)^2. \quad (6)$$

An dieser Stelle sei bemerkt, daß  $R'$  und  $H'$  etwas größer zu wählen sind als die tatsächlichen geometrischen Abmessungen des Reaktors  $R$  und  $H$  (Zuschlag einer „Extrapolationslänge“).

Die Diskussion der Gl. (4) unter Heranziehung von (6) ergibt folgendes: Ist der Reaktor (wie z. B. ein Graphitreaktor) sehr groß, so ist nach (6)  $B^2$  sehr klein. Man kann dann (4) näherungsweise in der Form

$$\frac{k_\infty - 1}{L^2 + \tau} = \frac{k_{\text{ex}}}{M^2} = B^2 \quad (7)$$

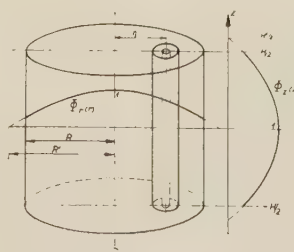


Abb. 15. Die Flußverteilung in einem nackten zylindrischen Reaktor in radialer und axialer Richtung

$R'$  und  $H'/2$  bedeuten „extrapolierte Längen“. Es ist ein Kühlkanal von vielen eingezeichnet



schreiben, wobei  $k_{ex}$  als „Überschuß-Multiplikation“ und  $M^2$  als Wanderlänge bezeichnet wird. Hat man

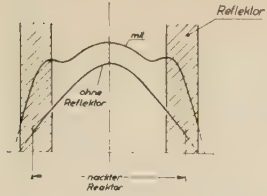


Abb. 16. Flußverteilung in einem Reaktor mit Reflektor und im Reaktor ohne Reflektor

aktor sein bzw. umgekehrt. Das Gegenteil gilt für die Wanderlänge, welche die Sickerverluste bestimmt. Dieses Ergebnis ist anschaulich klar.

## 2,28) Fluß im Reaktor mit Reflektor

Beim Reaktor mit Reflektor und bei der genaueren Berechnung von Reaktoren wächst der erforderliche mathematische Aufwand außerordentlich. Die Wirkung des *Reflektors* läuft darauf hinaus, daß der Reaktor kleiner gehalten werden kann, als es beim *nackten* Reaktor erforderlich wäre (Reflektorgewinn).

Die Abb. 16 zeigt eine typische Flußverteilung im Reaktor mit Reflektor und im nackten Reaktor.

## 2,3) Schnelle und intermediäre Reaktoren

### 2,31) Schnelle Reaktoren

Die Abschnitte 2,1) und 2,2) bezogen sich auf *thermische Reaktoren*, bei denen die großen Spaltquerschnitte für sehr langsame Neutronen ausgenutzt werden. Zur Bremsung der schnellen, bei der Spaltung entstehenden Neutronen muß der thermische Reaktor einen *Moderator* enthalten.

Eine Kettenreaktion mit *schnellen* Neutronen kann (wegen des Resonanzeinfangs und anderer Ursachen) in natürlichem Uran nicht erzielt werden, wohl aber z. B. in der Atombombe und im hochangereicherten Brennstoff eines *schnellen Reaktors*. Für diesen Reaktortyp ist es wesentlich, daß er *keinen Moderator*, also keinen Stoff mit kleinem Atomgewicht, enthalten darf, damit die Neutronen nur wenig abgebremst werden und Energien über 0,1 MeV behalten. Wasser scheidet daher als Kühlmittel aus und man muß Flüssigmetall (z. B. eine Na-Ka-Schmelze) verwenden. Wegen der hohen Anreicherung ist der schnelle Reaktor *klein*, was große Schwierigkeiten in der Wärmeabfuhr zur Folge hat.

Da die *Wirkungsquerschnitte* bei hohen Neutronenenergien *klein* sind, kann man im Reaktorkern auch Materialien, wie Stahl, verwenden, die sich beim thermischen Reaktor wegen ihrer starken parasitären Absorption ungünstig auswirken.

Im schnellen Reaktor können hohe Neutronenflüsse erreicht werden. Dementsprechend sind auch die Sickerverluste durch die Oberfläche groß. Man umgibt den aktiven Kern aus hochangereichertem Material daher zweckmäßig mit einem *Brutmantel* aus Brutstoff, z. B.  $^{238}\text{U}$ , in dem die ausfließenden Neutronen aufgefangen werden und z. T. durch Schnellsplaltungen Energie liefern, zum größeren Teil jedoch eingefangen werden und das  $^{238}\text{U}$  in  $^{239}\text{Pu}$  konvertieren. Dabei kann im

Prinzip mehr Spaltstoff erzeugt werden, als der Reaktor verbraucht (schneller Brüter).

Der schnelle Reaktor bereitet zur Zeit noch große technologische (vor allem materialmäßige) Schwierigkeiten, stellt jedoch einen aussichtsreichen Zukunftstyp dar, da er durch den Brutvorgang eine weitgehende Ausnützung des Brennstoffs ermöglicht.

## 2,32) Intermediärer Reaktor

Dieser Typ nimmt eine Mittelstellung zwischen dem thermischen und dem schnellen Reaktor ein, indem die vorherrschenden Neutronenenergien zwischen 10 und  $10^4$  eV liegen. Er arbeitet mit wenig oder mit wenig wirksamer Bremssubstanz. Da sehr viele Neutronen in das Resonanzgebiet entfallen, muß der Brennstoff angereichert sein, damit die Resonanzabsorption im  $^{238}\text{U}$  nicht zu stark wird. Als intermediärer Reaktor wurde z. B. ein U-Bootreaktor (SIR) ausgeführt.

## 2,4) Reaktordynamik, Kurz- und Mittelzeitverhalten

### 2,401) Zeitverhalten des Reaktors

Der Neutronenhaushalt des Reaktors kann sich mit der Zeit ändern, wobei der Reaktor (vorübergehend) nichtkritisch wird. *Kleine Schwankungen*, die das *Kurzzeitverhalten* des Reaktors ausmachen (Millisekunden bis Minuten), werden von der automatischen Regelung durch Aus- und Einfahren eines Regelstabes aus neutronenabsorbierendem Material in den Reaktor ausgeglichen. Zum *Mittelzeitverhalten* (Stunden bis Tage) zählen Vorgänge, die sich beim *Anfahren* und *Abstellen* des Reaktors abspielen. Das *Langzeitverhalten* (Monate) wird durch den *Abbrand* der Spaltstoffe, die Entstehung neuer Spaltstoffe und die Anhäufung von neutronenabsorbierenden *Schlacken* bestimmt.

### 2,402) Reaktorkontrolle

Ein aus dem amerikanischen übernommener Begriff, dem im deutschen etwa „Steuern und Regeln des Reaktors“ entspricht (Kontrolle hat bei uns die Bedeutung von Überwachen). Die in den Reaktor eingebaute Überschußreaktivität muß im Betrieb durch steuerbare „*Antireaktivität*“ kompensiert werden. Dies kann auf verschiedene Weise geschehen, z. B. durch Niveauänderungen des (flüssigen) Moderators, Entfernen von Spaltstoff aus dem Core usw. In den meisten Fällen bedient man sich der sogenannten Absorptionssteuerung, indem man in den Reaktor Neutronenabsorber einbringt — meist in Form von Absorberstäben, die verschieden tief in die Spaltzone eingeführt werden können. Als Absorber dienen z. B. Cd, B, Hf, Gd usw. Die Funktion der Absorberstäbe kann verschieden sein:

(1) *Regelstab*, kleine Antireaktivität, relativ schnell beweglich, besorgt die (meist automatische) *Regelung*, d. h. den Ausgleich kleiner Abweichungen von der Soll-Leistung.

(2) *Kompensationsstab* (Trimmstab), große Antireaktivität, langsam beweglich, dient zum Ausgleich großer Reaktivitätsänderungen. z. B. zum Steuern beim Anfahren und Abstellen, zur *Kompensation* von Vergiftung und Abbrand [s. 2,5)].

(3) *Abschaltstab*, große Antireaktivität, fällt, im Notfall automatisch ausgelöst, mit großer Geschwindigkeit



in das Core oder wird in das Core eingeschossen, um den Reaktor rasch abzuschalten.

Vielfach sind diese Funktionen nicht getrennt, sondern man verwendet z. B. Trimm-Abschaltstäbe, die an einer Magnetskupplung hängen und im Notfall bei Abschaltung des Spulenstroms ins Core fallen.

### 2,403) Lebensdauer der Neutronen

nennt man jene Zeitspanne, die zwischen der Entstehung eines Spaltneutrons und seinem Verschwinden durch Absorption oder Versickern aus dem Reaktor vergeht. Im unendlichen Reaktor berechnet sich die Lebensdauer der Neutronen folgendermaßen:  $\lambda = l/\Sigma_a$  ist der Weg, den das Neutron im Mittel zwischen Entstehungsort und Absorption zurücklegt; die dazu erforderliche Zeit  $l$  (Lebensdauer) ergibt sich bei Division durch die Geschwindigkeit des Neutrons  $v$ . Es ist also  $l = 1/\Sigma_a v$ . Für den endlichen Reaktor muß mit dem Verbleibfaktor  $P_2$  multipliziert werden:

$$l = \frac{1}{\Sigma_a v (1 + L^2 B^2)}.$$

Die *Lebensdauer* ist für das dynamische Verhalten des Reaktors von Bedeutung und hängt vom Reaktortyp ab. Größenordnungsmäßig beträgt sie für den

graphitmoderierten Reaktor	$10^{-3}$ s,
wassermoderierten Reaktor	$10^{-5} \dots 10^{-4}$ s,
schnellen Reaktor	$10^{-7} \dots 10^{-6}$ s.

### 2,404) Positiver Reaktivitätssprung

Wird ein Absorberstab des Reaktors ruckartig ein kleines Stück herausgezogen, so erhöht sich die *Reaktivität*  $\rho$  sprunghaft, der Reaktor wird überkritisch und jede nachfolgende Neutronengeneration ist stärker als die vorhergehende. Der Fluß (und damit die Reaktorleistung) wächst ungefähr nach folgendem Gesetz an:

$$\frac{\Phi(t)}{\Phi_0} = \frac{1}{\beta - \rho} \left[ \beta e^{\left(\frac{\lambda_0}{\beta - \rho}\right)t} - \rho e^{-\left(\frac{\beta - \rho}{l}\right)t} \right]. \quad (8)$$

Dabei bedeutet  $\Phi_0$  den mittleren Fluß vor dem Sprung,  $\beta \approx 7 \cdot 10^{-3}$  den Anteil der verzögerten Neutronen und  $l$  die Neutronen-Lebensdauer.

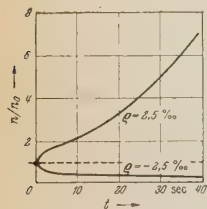


Abb. 17. Die relative Reaktorleistung nach einem Reaktivitätssprung von  $2,5\text{ ‰}$

Obere Kurve: positiver Sprung; untere Kurve: negativer Sprung

$\lambda \approx 8 \cdot 10^{-2}$  ist die Zerfallskonstante für eine mittlere Gruppe verzögerter Neutronen. Die Abb. 17 zeigt einen der Gl. (8) entsprechenden Leistungsverlauf. Am Anfang erfolgt ein durch das zweite Glied (8) bedingter „*prompter Anstieg*“, dann klingt dieses Glied ab und es wird der durch das erste Glied bestimmte „*stabile Anstieg*“ vorherrschend.

### 2,405) Prompte Periode

Gäbe es keine verzögerten Neutronen ( $\lambda = 0$ ,  $\beta = 0$ ), so würde der Reaktor mit der „prompten Periode“  $T_{pr} = l/\rho$  nach dem Gesetz

$$\Phi/\Phi_0 = e^{t/T_{pr}} \quad (9)$$

außerordentlich schnell auflaufen (bei  $l = 10^{-3}$  s und  $\rho = 2\text{ ‰}$ , in 0,5 s auf das e-fache) und wäre kaum zu regeln. Durch die Wirkung der verzögerten Neutronen in (8) wird das Anschwellen nach dem ersten An-

stieg gebremst (erst in 28 s auf das e-fache). Nach dem Abklingen des prompten Anstiegs erfolgt der weitere Anstieg nach dem Gesetz

$$\Phi/\Phi_0 = \frac{\beta}{\beta - \rho} e^{t/T} \text{ mit } T = \frac{\beta - \rho}{\lambda \rho}, \quad (10)$$

wobei  $T$  als „stabile Periode“ oder *Reaktorperiode* bezeichnet wird.

### 2,406) Prompt kritisch

Für Reaktivitäten bei  $\rho = \beta$  (etwa  $7 \cdot 10^{-3}$ ) und darüber versagen die vorstehenden Näherungsformeln. Der Reaktor ist *prompt kritisch* (d. h. die prompten Neutronen für sich würden ihn schon kritisch machen) und läuft außerordentlich rasch auf. Diese Situation muß durch geeignete Dimensionierung der Absorberstäbe und ihrer Vorschubgeschwindigkeit unbedingt vermieden werden.

### 2,407) Negativer Reaktivitätssprung

Beim ruckartigen Hineinschieben eines Absorberstabes wird die Reaktivität verkleinert. Ist sie *negativ* geworden, so ist der Reaktor *unterkritisch* geworden und die Kettenreaktion stirbt ab. Durch das Nachhinken der verzögerten Neutronen geht dies aber langsam vor sich; es ist unmöglich, einen Reaktor momentan auszuschalten. Die vorstehende Abbildung zeigt auch für diesen Fall eine Leistungskurve.

### 2,408) Anfahren des Reaktors

Neutronen für den Start eines Reaktors sind stets vorhanden (kosmische Strahlung und Spontanspaltungen im Uran). Dennoch setzt man vor dem Anfahren eines frischen Reaktors eine künstliche *Neutronenquelle* (z. B. ein Radium-Beryllium-Gemisch) in den Reaktor ein. Solange der Reaktor unterkritisch ist ( $k < 1$ ), wird der Fluß dieser Quelle im Reaktor einfach mit  $1/(1 - k)$  multipliziert und kann auch bei kleinen Werten mit den Meßinstrumenten gut überwacht werden. Der Start erfolgt durch vorsichtiges Erhöhen der Reaktivität (Herausziehen der Trimmstäbe), bis der Reaktor auf dem gewünschten Leistungsineau kritisch geworden ist. Steigt der Neutronenfluß (und damit die Reaktorleistung) zu schnell oder über eine bestimmte festgelegte Grenze, so löst das Sicherheitssystem automatisch eine Notabschaltung (engl.: *scram*) aus.

### 2,409) Startunfall

Falls beim Start eines Reaktors die Absorberstäbe zu schnell zurückgezogen würden, könnte der Reaktor stark überkritisch werden und ein als Startunfall bezeichneter Leistungsüberschlag erfolgen. Diese Möglichkeit wird durch Begrenzung der Ausfahrsgeschwindigkeit der Absorberstäbe und durch das automatische Sicherheitssystem (Schnellabschaltung bei stärkerer Überschreitung der Soll-Leistung oder bei zu kurzer Reaktorperiode) ausgeschaltet.

### 2,410) Abstellen des Reaktors, Nachwärme

Das Abstellen erfolgt durch willkürliches oder, im Havariefall, automatisch ausgelöstes Einfahren der Trimm- bzw. Abschaltstäbe. Es ist für den Reaktor charakteristisch, daß er auch nach dem Abstellen noch lange Zeit Wärme und vor allem Strahlung entwickelt (vgl. Abb. 17). Noch nach einem Jahr beträgt die *Nachwärme*



rund 0,2% der Leistung, die längere Zeit vor dem Abschalten gefahren wurde. Als Faustregel kann gelten: Die Nachwärme der Spaltprodukte im Reaktor beträgt unmittelbar nach dem Abschalten etwa 6% der Normalleistung und klingt nach 1 min, 1 h, 1 Tag, 1 Monat, 1 Jahr jeweils auf die Hälfte ab.

#### 2,411) Dollar

ein *Reaktivitätsmaß*: Der prompt kritische Reaktor ( $\rho = \beta$ ) hat die Reaktivität „ein Dollar“. Bei  $\rho = 0,01 \beta$  beträgt die Reaktivität „ein Cent“.

#### 2,412) Inverse Stunde

ein weniger gebräuchliches *Reaktivitätsmaß*. Ein Reaktor hat eine Reaktivität von einer „inversen Stunde“, wenn seine stabile Periode gerade eine Stunde beträgt. Man beachte: *Große Reaktivität bedingt kleine Perioden* (schnelles Auflaufen) und umgekehrt. Aus Sicherheitsgründen darf die Periode einen gewissen Minimalwert nicht unterschreiten. Geschieht dies, so löst das Sicherheitssystem automatisch eine Notabschaltung aus.

#### 2,413) Xenonvergiftung

Unter den radioaktiven Spaltprodukten findet sich auch  $^{135}\text{Xe}$ , das einen außerordentlich hohen Einfangsquerschnitt für thermische Neutronen hat. Dieses wichtigste *Neutronengift* erreicht nach längerem Lauf des Reaktors eine Gleichgewichtskonzentration, da es einerseits durch Spaltungen und radioaktive Umwandlungen neu gebildet wird, andererseits aber durch Zerfall und Neutroneneinfang verbraucht wird. Bei Reaktoren mit hohem Fluß kann die Xenonvergiftung bis zu 5% Reaktivität verschlingen. Dieser Umstand muß bei der Auslegung des Reaktors berücksichtigt und durch ausreichende Überschußreaktivität kompensiert werden.

#### 2,414) Xenongipfel beim Wiedereinschalten

Nach dem Abschalten des Reaktors wächst die Xenonkonzentration eine gewisse Zeit lang an, erreicht nach 10...12 h ein *Maximum*, um erst dann abzuklingen (s. Abb. 18). Hat der Reaktor nicht genügend Über-

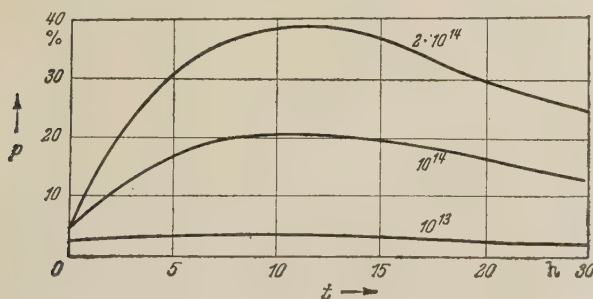


Abb. 18. Vergiftung des Reaktors durch den Aufbau von  $^{135}\text{Xe}$  nach plötzlichem Abschalten. Die Zahlen an den Kurven geben den Fluß (in  $\text{n/cm}^2\text{s}$ ) vor dem Abschalten an

schußreaktivität, so kann er während des „Xenongipfels“ nicht wieder angeschaltet werden; man muß stundenlang warten, bis die Vergiftung hinreichend abgeklungen ist. Dieser Umstand kann sich bei einem Antriebsreaktor, der jederzeit manövrierfähig sein soll, verhängnisvoll auswirken.

Es muß daher genügende Überschußreaktivität zum „Überfahren“ des Xenon-Gipfels vorhanden sein.

Befindet sich die Vergiftung im Abklingen, so muß man, da nun die Reaktivität von selbst wächst, beim Wiederaufahren sehr vorsichtig sein, damit es nicht zu einem Durchgehen des Reaktors kommt.

#### 2,415) Temperaturkoeffizient

Bei zeitlichen Änderungen der Reaktorleistung ändert sich zumeist auch die Temperatur. Temperaturerhöhungen bedingen Verschiebungen im Neutronenhaushalt des Reaktors. Zunächst bewegen sich die Neutronen und Kerne schneller, was eine Änderung der Wirkungsquerschnitte zur Folge hat. Außerdem dehnt sich die Reaktorsubstanz aus, was zu einer Senkung der Reaktionsrate führt. Diese Veränderungen können u. U. dazu führen, daß die Reaktivität mit der Temperatur steigt; *positiver Temperaturkoeffizient*. Dies wäre sehr gefährlich, da dann der Reaktor aufläuft, was die Temperatur erneut steigert. Das führt wieder zu einer Reaktivitätserhöhung usw., kurz, der Reaktor würde durchgehen, wenn man nicht besondere Maßnahmen trifft. Fast alle Reaktoren können aber unschwer so ausgelegt werden, daß sie einen *negativen Temperaturkoeffizienten* haben, d. h. daß die Reaktivität bei einer Temperatursteigerung sinkt. Ist dieser Koeffizient genügend stark negativ, so ist der Reaktor *inhärent stabil*, d. h. er hat die Tendenz, sich bei Temperatursteigerungen selbst abzustellen bzw. auf dem vorhandenen Niveau zu halten.

Man unterscheidet den prompten (auch Brennstoff-) Temperaturkoeffizienten vom *verzögerten* (auch Moderator-) Koeffizienten. Für die Selbstregelung des Reaktors ist vor allem ein negativer prompter Anteil ausschlaggebend, der sofort mit der Temperatursteigerung wirksam wird. Der Moderator-Anteil ist demgegenüber wegen der Wärmeleitung und Kühlmittelbewegung verzögert. Ändert man bei gleichbleibender Austrittstemperatur die Leistung des Reaktors, so ergibt sich wegen der sich ändernden räumlichen Temperaturverteilung ebenfalls eine Reaktivitätsänderung. Für sie ist der *Leistungskoeffizient* maßgebend.

Es ist zu beachten, daß der Temperaturkoeffizient selbst eine Funktion der Temperatur und des Alters der Reaktorfüllung (Plutonium, Gift!) ist. Er wird meist in % Reaktivität pro  $^{\circ}\text{C}$  angegeben.

Bei negativem Temperaturkoeffizienten muß dem Reaktor beim Anwärmen während des Starts Reaktivität zugeführt werden, d. h. es muß für diesen Zweck Überschußreaktivität eingebaut sein [s. 2,108]].

#### 2,416) Unterkühlungsunfall

Wird bei einem Reaktor mit negativem Temperaturkoeffizienten die Temperatur des Kühlmittels plötzlich gesenkt (z. B. Kaltwassereinbruch), so steigt die Reaktivität, was einen Leistungsüberschlag (Unterkühlungsunfall) zur Folge haben könnte. Dies wird durch Begrenzung der Öffnungsgeschwindigkeit von Schiebern usw. und durch das Sicherheitssystem (Notabschaltung) verhindert.

#### 2,5) Reaktordynamik, Langzeitverhalten

##### 2,51) Abbrand, Konversion, Verschlackung

Während des Reaktorbetriebes werden immer mehr Spaltstoffatome verbraucht. Durch diesen *Abbrand* sinkt die Reaktivität. Gleichzeitig werden jedoch zumeist auch



neue Spaltstoffe erzeugt, z. B. dadurch, daß der Neutroneneinfang in  $^{238}\text{U}$  zu  $^{239}\text{Pu}$  führt. Die Zahl der neu gebildeten zur Zahl der verbrauchten Spaltstoffatome heißt *Konversionsverhältnis*. Bei den heutigen Reaktoren liegt seine Größe unter 1. Bei den *Brutreaktoren*, die aber noch im Versuchsstadium stehen, liegt es über 1 [s. 1,45]).

Gleichzeitig mit dem Abbrand häufen sich im Brennstoff immer mehr Spaltprodukte an. Diese *Verschlackung* trägt ebenfalls zur Senkung der Reaktivität bei.

Das sich aus dem Wechselspiel von Abbrand, Konversion und Verschlackung ergebende *Langzeitverhalten* des Reaktors ist sehr kompliziert. Beim Natururanreaktor ergibt sich zunächst ein Reaktivitätsanstieg, der durch Einfahren von absorbierenden *Kompensationsstäben* ausgeglichen werden muß. Später erreicht die Reaktivität ein Maximum, um dann ständig abzunehmen. Nun müssen die Stäbe wieder ausgefahren werden. Haben sie ihre Endlage erreicht, so ist der Reaktor ausgebrannt.

### 2,52) Beschickungssystem

Das geschilderte Langzeitverhalten ergibt sich bei der primitivsten Beschickungsart, dem *Chargenbetrieb*, bei dem ein und dieselbe Brennstoffladung von der Füllung bis zum Ausbrand im Reaktor verbleibt. Günstiger ist es, die Stäbe während des Betriebes dauernd *umzusetzen* (da die Stäbe im Zentrum am meisten abgebrannt werden) und den Brennstoff durch Zuführung neuer Elemente *aufzufrischen*. Homogene Flüssigkeitsreaktoren können besonders vorteilhaft *kontinuierlich* betrieben werden, indem dauernd neuer Brennstoff zufließt und verbrauchter abgezogen wird. Das Umsetzen des Brennstoffes während des Betriebes erfordert eine teure und komplizierte Beschickungsmaschine und wird daher meist nur bei kurzlebigen Natururan-Brennstoff vorgenommen. Bei Reaktoren mit Wassermoderation zieht man es vor, den Reaktor im Abstand von einigen Monaten abzustellen, zu öffnen und den Brennstoff in ringförmigen Zonen nach innen umzusetzen. In der äußersten Zone wird frischer Brennstoff zugeführt, in der innersten wird ausgebrannter Brennstoff entnommen.

### 2,53) Plutonium oder Energie

Das Langzeitregime eines Reaktors wird auch dadurch bestimmt, ob man auf Plutoniumgewinnung oder Energieerzeugung oder ein Kompromiß zwischen beiden Wert legt. Zur *Energieerzeugung* wird man den Reaktor aus Gründen des thermodynamischen Wirkungsgrades bei möglichst hoher Temperatur laufen lassen und trachten, den Brennstoff möglichst weitgehend auszubrennen, um die Brennstoffkosten herabzusetzen. Ist man dagegen an militärischem *Plutonium* interessiert, so zieht man eine möglichst große Wärmeabfuhr bei materialmäßig leicht zu beherrschenden niedrigen Temperaturen vor. Außerdem bleibt der Brennstoff nur verhältnismäßig kurz im Reaktor, damit das neugebildete Plutonium nicht mit abbrennt und nicht zu viele höhere Isotope des Plutoniums entstehen.

Man kann auch einen Kompromißweg beschreiten, der ökonomische Vorteile verspricht: den Reaktor energiewirtschaftlich betreiben und das anfallende Plutonium *zurückführen*, d. h. bei der Zubereitung neuen Brennstoffes verwenden.

### 2,54) Wiederaufarbeitung, Abfallbeseitigung

Der verbrauchte Brennstoff enthält außer (u. U. beträchtlichen) Resten von *Spalt- und Brutstoff*, neugebildeten Spaltstoff und vor allem rund 300 verschiedene Spaltprodukte [s. 1,311]). Nach der Entnahme aus dem Reaktor läßt man den ausgebrannten Brennstoff in einem wassergefüllten Kühlbecken etwa ein halbes Jahr abklingen [s. 2,410]). Anschließend erfolgt in schweren Abschirmbehältern der Transport nach speziellen vollautomatisch arbeitenden und fernbedienten *Aufarbeitungsanlagen*. Dort werden die verschiedenen im Brennstoff enthaltenen Stoffe (Uran, Plutonium, Legierungsmetalle, Spaltprodukte) chemisch voneinander getrennt. Spalt- und Brutstoffe können einer neuen (militärischen oder friedlichen) Verwendung zugeführt werden. Ein großes Problem stellen die Spaltprodukte dar. Die von ihnen ausgehenden Strahlungen erzeugen noch ein Jahr nach der Entnahme aus dem Reaktor rund 0,2% der früheren Reaktorleistung. Dabei hat man je Watt Reaktorleistung mit rund 0,7 c an radioaktiver Strahlung zu rechnen. Die aus einem ausgebrannten 100-MW-Reaktor entnommenen Spaltprodukte strahlen also nach einem Jahr noch so stark wie  $1,4 \cdot 10^6$  g, d. h. wie 1,4 t Radium! Die anfallenden Spaltprodukte müssen unschädlich gemacht werden (Abfallbeseitigung). Kurzlebige Strahler können durch Ablagern oder Ablassen in großer Verdünnung in die Atmosphäre oder in Gewässer beseitigt werden. Langlebige Strahler konzentriert man (Eindampfen, Fällung) und verwahrt sie sicher: doppelwandige, gekühlte Stahlbehälter für Flüssigkeiten; Versetzen mit Zement, Brennen von „aktiven Ziegeln“ und Lagerung in trockenen Bergwerken o. dgl. Die Abfallbeseitigung ist sehr kostspielig, da man u. U. für eine sichere Verwahrung auf einige tausend Jahre hinaus vorsorgen muß.

## 3) Wärmeabfuhr aus dem Kernreaktor

### 3,1) Kühlung des Reaktors

#### 3,11) Allgemeines

Neben den Materialfragen stellt zur Zeit die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor eines der entscheidenden technischen Probleme des Reaktorbaues dar. Die Atomkernenergie wird im Reaktor in Form von *kinetischer Energie* von Spaltungsfragmenten, Neutronen, Elektronen und in Form von Gammastrahlung frei. Eine *unmittelbare* Umsetzung in elektrische Energie steht noch nicht zur Diskussion. Die von den Spaltprozessen erhitzten Brennstoffelemente, der Moderator usw. sind also in „klassischer“ Weise zu kühlen, indem sie entweder von einem Kühlmedium *umspült* werden, das die Wärme abführt, oder aber dadurch, daß man z. B. bei homogenen Flüssigkeitsreaktoren die ganze „Reaktorsuppe“ durch einen äußeren Kühlkreislauf *zirkulieren* läßt.

#### 3,12) Kühlmittel

Bisher wurden Reaktoren mit Kühlung durch *Gase*, *Flüssigkeiten* und *Flüssigmetalle* entwickelt. Auch die Verwendung von *Salzschmelzen* wurde vorgeschlagen. Von einem Kühlmittel für *thermische* Reaktoren werden folgende Eigenschaften verlangt: Womöglich gute Moderator-eigenschaften (geringer Absorptionsquerschnitt,



großes Bremsvermögen) und sehr gute Wärmeübertragungseigenschaften. Das Kühlmittel für *schnelle* Reaktoren darf die Neutronen nicht bremsen, weswegen vor allem Flüssigmetalle in Frage kommen.

3,121) *Gase*. Bei den ersten Reaktortypen wurde *Luft* verwendet, die jedoch im Reaktor aktiv wird. Besonders gut bewährt hat sich bei nicht zu hohen Temperaturen *Kohlendioxid*. Gegenwärtig wird auch (das sehr teure) *Helium* in Erwägung gezogen.

3,122) *Flüssigkeiten*. Ein ausgezeichnetes, allerdings sehr teures Kühlmittel ist *schweres Wasser*. Auch gewöhnliches *Wasser* hat sehr gute Eigenschaften. In Wasserreaktoren ist es vorteilhaft, Moderator und Kühlmittel aus der gleichen Substanz zu wählen, weil dann im Havariefall keine Vermischung von schwerem Wasser und Wasser eintreten kann (wobei das schwere Wasser seinen Wert verliert). Wegen des hohen Siedepunktes und der Möglichkeit, drucklos zu arbeiten, sind auch *organische Kühlmittel* (Diphenyl, Terphenyl usw.) von Interesse, wenn auch diese vom Standpunkt der Sicherheit wichtigen Vorteile durch mäßige Wärmeübertragungseigenschaften erkauft werden müssen.

3,123) *Flüssigmetalle* sind wegen ihrer hohen Wärmeleitfähigkeit (die gegenüber der Wärmekapazität in den Vordergrund tritt) ausgezeichnete Kühlmittel, insbesondere für schnelle Reaktoren. Man verwendet vor allem *Natrium* bzw. ein *Natrium-Kalium-Eutektikum* 70/30. Auch *Blei*, *Quecksilber* und *Wismut* werden in Erwägung gezogen. Die Verwendung von Flüssigmetallen wirft völlig neue technologische Probleme auf. Der Umgang mit Alkalimetallen, die mit Wasser und Luft nicht in Berührung kommen dürfen, ist nicht einfach. Pumpen, Leitungen und Armaturen müssen nach neuen Gesichtspunkten entworfen werden.

Da der Wunsch nach hohen Wirkungsgraden zum Hochtemperaturreaktor führt, werden vermutlich Gase und Flüssigmetalle die Kühlmittel der Zukunft sein.

### 3,13) Kühlkreisläufe

Die ersten Reaktoren (meist zur Erzeugung von militärischem Plutonium verwendet) besaßen einen *offenen Kühlkreislauf*: Luft oder Wasser wurden der Umgebung entnommen, durch den Reaktor gepumpt und in erwärmtem Zustand wieder in die Umgebung (Atmosphäre, Fluß) abgegeben. Trotz sorgfältiger Filterung sind bei diesem primitiven Verfahren Unfälle nicht auszuschließen, welche die Umgebung in Mitleidenschaft ziehen können (Windscale). Kraftwerksreaktoren werden heute nur mit *geschlossenem Kühlkreislauf* gebaut. Dabei besteht die Möglichkeit, das Kühlmittel (z. B. beim gasgekühlten Reaktor und beim Siedewasserreaktor) unmittelbar und ohne Übertragungsverluste durch die Turbine zu führen. Allerdings kann beim Reißen der Hülse eines Brennstoffelements Aktivität ins Kühlmittel gelangen und die Turbine verseuchen. Aus diesem Grunde zieht man vielfach *indirekte* Wärmeabfuhr mit Wärmeübertragern vor. Dies ist wegen der beträchtlichen Aktivierung des Kühlmittels insbesondere bei *Natriumkühlung* erforderlich, wobei bis zu drei voneinander getrennte Kreisläufe vorgesehen werden, und zwar primärer Na-Kreislauf, Wärmetauscher, sekundärer Na-Kreislauf, Wärmetauscher, Wasser-Dampfkreislauf.

### 3,14) Heizfläche

Ein Hauptproblem der Reaktorkühlung besteht darin, die Wärme aus dem Kernbrennstoff an das Kühlmittel zu übertragen. Diese Frage gestaltet sich deshalb so schwierig, weil die *Verteilung* des Brennstoffes im Reaktor nach *kernphysikalischen* Gesichtspunkten erfolgen und dabei ein Kompromiß mit den Erfordernissen der Kühlung gefunden werden muß. Je nach dem Reaktortyp ergeben sich Grenzfälle: Während beim gasgekühlten *Graphitreaktor* aus einem Liter Core-Volumen etwa 0,5 kW abgeführt werden müssen, sind es beim *Druckwasserreaktor* fast 300 kW und beim *schnellen* Reaktor gegen 1 000 kW. Im ersten Fall handelt es sich um eine im Kesselbau (natürlicher Umlauf) gewohnte Größenordnung. Auch die Wärmeübertragungseigenschaften des Kühlmittels (Grenzfälle: Gas und Flüssigmetall) spielen eine große Rolle. Die *Heizflächenbelastung* an der Brennstoffoberfläche liegt gegenwärtig etwa bei folgenden Werten (in  $10^6$  kcal/m<sup>2</sup>h):

organisches Kühlmittel	0,07,
Gaskühlung	0,20,
Wasserkühlung	0,27,
Flüssigmetall	1,15.

### 3,15) Brennstoff und Hülzen

Beim heterogenen Reaktor ist der *Brennstoff* (Spaltstoff, Brutstoff, Verbindungs- und Legierungsmaterial) in *Brennstoffelemente* zusammengefaßt. Es handelt sich dabei um Stäbe, Rohre oder Platten aus Brennstoff, deren Oberfläche mit einer dünnen aber undurchlässigen *Hülse* (engl.: can) aus einem Material mit kleinem Absorptionsquerschnitt überzogen ist. Es ist Aufgabe der Hülse, das Austreten von Spaltprodukten und Rückstoßkernen ins Kühlmittel (Verseuchung) zu verhindern und eventuell eine vergrößerte Wärmeübergangsfläche zu bilden bzw. den Brennstoff mechanisch zu stützen. Es gibt auch *hüllosen* Brennstoffelemente, doch muß bei diesen mit einer Verseuchung des Kühlkreislaufes gerechnet werden (Reinigungsanlage für das Kühlmittel).

Das Uran wird nur noch bei wenigen Reaktortypen (Natururanreaktor) in metallischer Form verwendet, da es sehr anfällig für Korrosion ist und vor allem starken Schäden durch Temperatur- und Strahlungseinfluß unterliegt. Uran erleidet bei 670 und 770 °C Phasenumwandlungen, die bei oftmaligem Temperaturwechsel mit Überschreiten der Umwandlungspunkte mit starken Deformationen verbunden sind (Reißen der Hülzen). Die Bestrahlung führt zur Schädigung des Gefüges, Bildung von innerem Gasdruck usw. Eine Verbesserung der Eigenschaften des Urans kann z. B. durch Legierung mit Molybdän erreicht werden. Die Einsatzdauer eines Brennstoffelements wird vor allem durch das Ausmaß der *Bestrahlungsschäden* begrenzt. Man rechnet bei zylindrischen Stäben aus Natururan mit einem Abbrand von 3 000 MWd/t.

Gegenwärtig geht man vielfach (insbesondere bei Wasserreaktoren) zu gesintertem *Uranoxid* bzw. bei Reaktoren ohne Wasser (z. B. Na-Kühlung), zu *Urankarbid* in Tablettenform über. Diese keramischen Substanzen vertragen Bestrahlungen von 12 000 MWd/t und mehr. Nachteilig sind bei UO<sub>2</sub> die schlechten Wärmeleitungseigenschaften, weshalb sich im Zentrum der Tabletten Temperaturen bis 2 500 °C aufbauen können. Beim Schmelzen des Brennstoffs werden Spaltgase frei,



welche die Hülse von innen her unter Druck setzen und zum Platzen bringen können.

Als Hülsmaterial werden u. a. Mg, Al, Zr, Be, Edelstahl, Graphit benützt bzw. in Betracht gezogen. Zur Erzielung einer besseren Wärmeabfuhr und als Diffusionsbarriere wird zwischen Brennstoff und Hülse mitunter eine Lötsschicht angeordnet. Man versucht auch durch Hohlräume am Ende der Hülsen den Druck der aus dem Brennstoff austretenden gasförmigen Spaltprodukte aufzufangen oder diese durch ein spezielles Röhrensystem aus den Elementen abzuführen.

### 3,16) Brennstoffelemente

Beim *gasgekühlten* Graphitreaktor alten Typs (Calder-Hall) darf man das Uran aus Reaktivitätsgründen nicht zu fein unterteilen. Man arbeitet daher mit zylindrischen Stäben, die mit einer Hülse aus Magnox umschlossen sind. Zur Erhöhung des Wärmeübergangs an das Gas tragen die Hülsen Kühlrippen, wobei sich *quergestellte* Rippen als besonders günstig erwiesen haben. Die Abb. 19 zeigt ein typisches Brennstoffelement eines gasgekühlten Reaktors.

Bei *wassergekühlten* Reaktoren muß man mit angereichertem Uran arbeiten und hat daher etwas größere Freizügigkeit. Um die Heizfläche möglichst groß zu gestalten, verwendet man den Brennstoff in Form von dünnen Platten oder Stäbchen, die mit Hülsmaterial bekleidet sind. Aus Festigkeitsgründen werden diese „Subelemente“ zu den eigentlichen Brennstoffelementen zusammengefaßt, die meist in einem Rohr stecken, das die Strömung des Kühlmittels bestimmt. Die Abbildungen 20...

22 zeigen Brennstoffelemente von organisch- und wassergekühlten Reaktoren.

Bei den in Entwicklung befindlichen *Hochtemperaturreaktoren* verwendet man leicht angereichertes Uranoxyd oder -karbid in gasdichten Hülsen aus Edelstahl, Beryllium oder imprägniertem Graphit. Als Beispiel hierfür kann das in der Abb. 23 dargestellte Brennstoffelement mit querangeströmten Brennstoffkapseln dienen. Man benutzt (im Kugelhaufenreaktor) auch *hüllosen* Elemente, nämlich Graphitkugeln mit Urankarbidkern (s. Abb. 24).

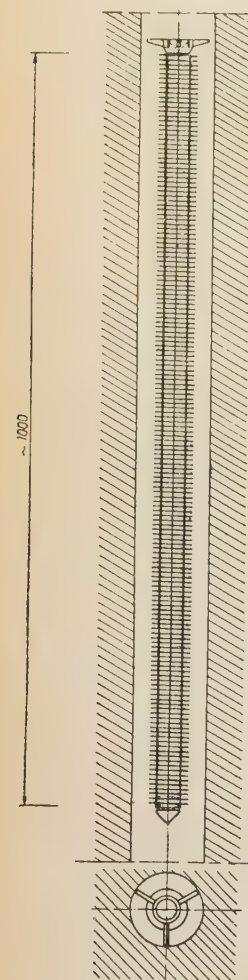


Abb. 19. Brennstoffelement eines gasgekühlten Reaktors (Calder-Hall-Typ)

22 zeigen Brennstoffelemente von organisch- und wassergekühlten Reaktoren.

und Fluß gegeben. Bei konstantem Querschnitt wird also die Verteilung der Spaltungen im Reaktor durch den Fluß bestimmt. Der grobe, „makroskopische“ Ver-

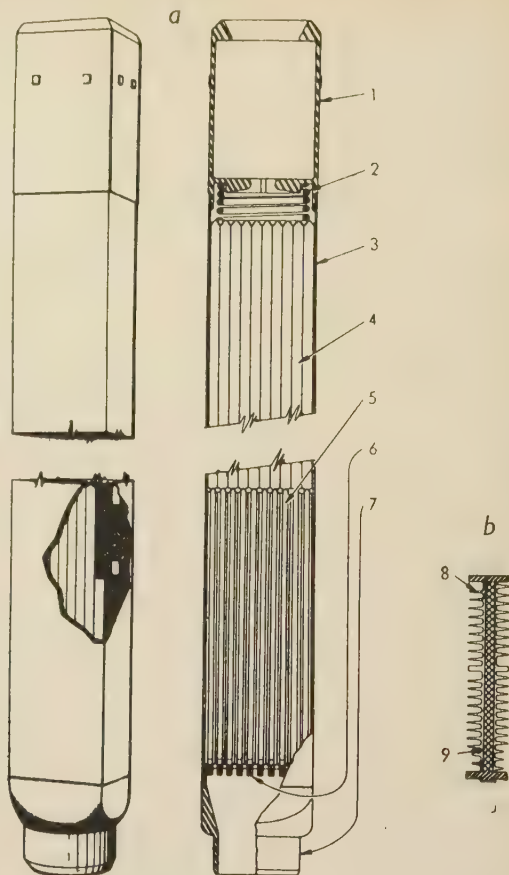


Abb. 20. Brennstoffelemente eines organisch gekühlten Reaktors

a Ansicht und Längsschnitt, b Querschnitt, 1 Kopf, 2 Druckfeder, 3 Kassette, 4 verlängerte Mantelplatten, 5 Brennstoffplatte, 6 Distanzhalter, 7 Fuß, 8 gerippte Al-Hülse, 9 Brennstoff

lauf des Flusses im nackten, homogenen Reaktor ist in Abb. 15 dargestellt. Da jeder Uranstab eine Senke für thermische (und eine Quelle für schnelle) Neutronen

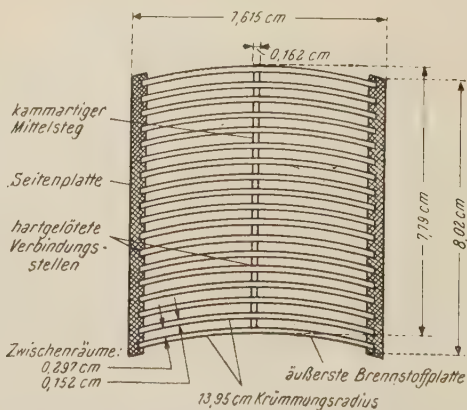


Abb. 21. Querschnitt durch das Brennstoffelement eines wassergekühlten Forschungsreaktors (z. B. ASTRA). Die gebogenen Platten enthalten im Innern eine  $^{235}\text{U}$ -Al-Legierung

darstellt, wird der thermische Fluß in jedem Brennstoffelement etwas abgesenkt, so daß sich genau genommen die in Abb. 25 dargestellte Flußverteilung ergibt. Man erkennt, daß der Fluß und damit die Spaltungszahl in der Reaktormitte am größten ist.

### 3,2) Wärmequellen im Reaktor, Reaktorleistung

#### 3,21) Wärmeproduktion und Neutronenfluß

Wie in 2,22) erwähnt, ist die Zahl der Reaktionen, z. B. Spaltungen, die sich pro Sekunde im  $\text{cm}^3$  abspielen, durch das Produkt aus Wirkungsquerschnitt



3,22) Flußglättung

Um den Uran-Abbrand gleichmäßiger zu gestalten und den Reaktor besser auszunützen, versucht man durch geeignete Maßnahmen, die Flußverteilung zu

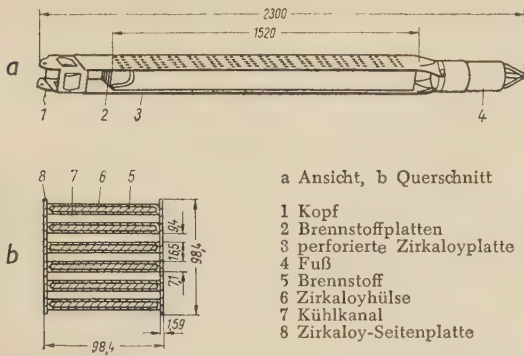


Abb. 22. Brennstoffelement eines Siedewasserreaktors

glätten: Einsetzen von angereicherten Elementen (Saatelemente) in die Außenzonen, Konzentration der Regelstäbe oder von Absorbern in Reaktormitte, Änderung des Abstandes der Kühlkanäle quer über den Reaktor. Auch durch Umsetzen des Brennstoffs mit Beschikung vom Rand her, kann man auf die Flußverteilung einwirken. Das Verhältnis des maximalen zum mittleren Fluß wird als *Formfaktor* bezeichnet, der im Idealfall den Wert Eins erreichen kann.

3,23) Verteilung der Wärmequellen

Die Spaltungsrate ist zwar dem Fluß proportional, nicht aber die Verteilung der Wärmequellen, da die bei der Spaltung erzeugte Wärme an verschiedenen Stellen im Reaktor frei wird: Spaltfragmente und Betateilchen geben ihre Energie schon im Brennstoffelement ab, Gammastrahlen und Neutronen erreichen auch die äußeren Teile des Reaktors. Bei

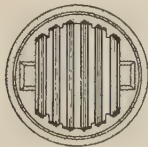


Abb. 23. Brennstoffelement eines weiterentwickelten Graphitreaktors mit leicht angereichertem Uran. Die Teilelemente liegen quer zur Strömungsrichtung des Gases

einem Graphitreaktor kann man z. B. rechnen, daß etwa 94% der Wärme im Brennstoff, 4% im Moderator, 1,8% im Reflektor und 0,2% in der Abschirmung freiwerden.

3,24) Reaktorleistung

Bezeichnet man mit  $\Phi$  den mittleren Fluß im Reaktor, mit  $m_U$  die eingesetzte Uranmenge in t und mit  $E$  die Anreicherung in Prozent, so kann die Wärmeleistung des Reaktors nach der Faustformel

$$P = 4,8 \cdot 10^{-13} E m_U \Phi \quad [\text{MW}]. \quad (11)$$

berechnet werden. Beim Forschungsreaktor ist man bei gegebener Leistung an einem möglichst hohen Fluß interessiert. Dies kann nach (11) durch möglichst kleinen Spaltstoffeinsatz erreicht werden. Beim Leistungsreaktor kommt es mehr auf Abbrand und Wärmeabfuhr an. Division von (11) durch das Volumen der Spaltzone ergibt (analog zur Feuer-raumbelastung) die *Leistungsdichte* des Reaktors in kW/l. Diese Größe ist beim Reaktor besonders wichtig, da sie bei gegebener Leistung sofort das Volumen der aktiven Zone und damit, bei gegebenem Reaktortyp, die Kosten für die teuren Reaktormaterialien liefert. Kleine Leistungsdichten (Graphitreaktor) führen zu beträchtlichen Anlagekosten. Bei großen Leistungsdichten (schneller Reaktor) ist das Problem der Wärmeabfuhr schwieriger zu lösen und die spezifischen Brennstoffkosten (Anreicherung) sind höher. Die Tabelle IX enthält einige charakteristische Zahlenangaben.

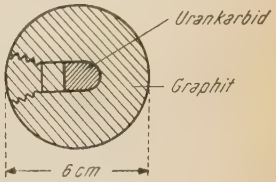


Abb. 24. Brennstoffelement eines gasgekühlten Hochtemperatur-Reaktors

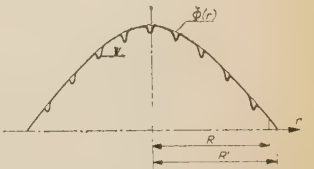


Abb. 25. Flußdichteverteilung in einem heterogenen Reaktor

Tabelle IX. Leistungsdichten

Wärmequelle	kW/l
Graphitreaktor (Berkeley) .....	0,46
Dampfkessel, natürlicher Umlauf ...	0,5
Schwerwasserreaktor (NRU) .....	9
Dampfkessel, erzwungener Umlauf ...	10
Siedewasserreaktor (EBWR) .....	15
Homogener Reaktor (HRT) .....	17
Flugzeug-Gasturbine .....	44
Flüssigmetall-Reaktor (LMFR) .....	200
Druckwasser-Reaktor (PWR) .....	277
Materialprüf-Reaktor (MTR) .....	416
Schneller Reaktor (EBR 2) .....	1 000
Raketen-Brennkammer (V-2) .....	20 000

Division von  $P$  durch die eingesetzte Uranmenge führt zu der *spezifischen Leistung* in MW/t. Multipliziert man diese Zahl mit der Zahl der Tage, die eine Uranfüllung im Reaktor arbeiten kann (Brenndauer), so ergibt sich die aus der Füllung gewinnbare Energiemenge, d. h. der Abbrand, in *Megawattagen pro Tonne* (MWd/t).

3,3) Zentraler Kühlkanal, Temperaturverteilung

3,31) Zentraler Kühlkanal

liegt an der Stelle maximalen Flusses und maximaler Wärmeproduktion und wird für das Verhalten des ganzen Reaktors als charakteristisch betrachtet. Von der



Leistung des zentralen Kanals  $P_0$  kann man auf die des ganzen Reaktors  $P$  schließen:  $P = NP_0/F$ . Dabei bedeutet  $N$  die Zahl der Kanäle und  $F$  den Fluß-Formfaktor (Verhältnis des maximalen zum mittleren Fluß).

### 3,32) Radiale Temperaturverteilung

Im Brennstoff und (in geringerem Maße) im Moderator wird Spaltwärme erzeugt. Im Kühlkanal wird sie abgeführt. Es ergibt sich im einfachsten Fall eine radiale

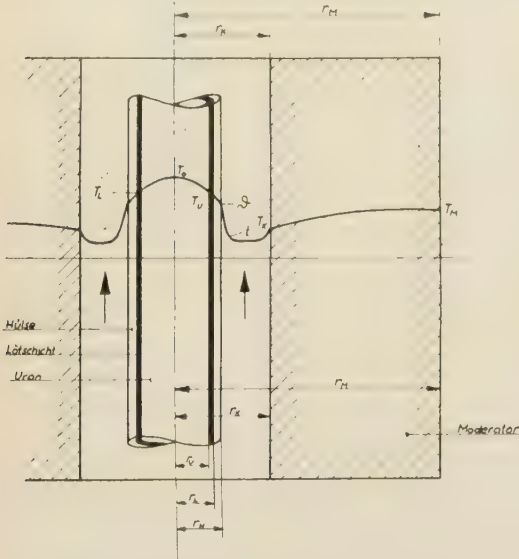


Abb. 26. Radiale Temperaturverteilung im Kühlkanal eines einfachen gasgekühlten Reaktors

Temperaturverteilung nach Abb. 26. Die Lösung der Wärmeleitungsgleichung liefert einen Zusammenhang zwischen der Brennstoff-Zentraltemperatur  $T_0$ , der Hül-

Temperaturverteilung. Aus der links dargestellten Verteilung der Wärmequellen (proportional zum Fluß) ergibt sich durch Integration längs des Kanals die Kühlmitteltemperatur  $t$ . Addiert man hier den Temperaturabfall Hülse-Kühlmittel, so ergibt sich die Hülsestemperatur  $\vartheta$ . Mit Hilfe der Wärmeleitungsgleichung schließt man weiter auf die Zentraltemperatur  $T_0$ . Besonders wichtig ist die Vorverlagerung der Punkte maximaler Hülse- und Urantemperatur in Richtung des Kühlmittelstromes.

### 3,34) Geensche Gleichung

eine wichtige Beziehung zwischen der Aufwärmspanne  $(t_a - t_e)$  nach Abb. 27 und der maximal zulässigen Hülsestemperatur  $\vartheta_m$ :

$$\frac{t_a - t_e}{\vartheta_m - t} = 2 \sin \beta \sin (H/2H'). \quad (12)$$

Dabei bedeutet  $\bar{t} = (t_a + t_e)/2$  die mittlere Kühlmitteltemperatur,  $H$  und  $H'$  sind der Abb. 15 zu entnehmen. Ferner ist:

$$\operatorname{ctg} \beta = \frac{f_K}{2 H' r_H \cdot St} \quad (13)$$

Darin bedeutet  $f_K$  den Kühlkanalquerschnitt,  $r_H$  den Hülse radius und  $St$  die Stanton-Zahl.

Von der metallurgischen Seite her ist das bei gegebener Konstruktion des Brennstoffelementes maximal zulässige  $\vartheta_m$  gegeben. Die Gleichung (12) liefert dann die zulässigen Kühlmitteltemperaturen. Es versteht sich, daß  $\vartheta_m$  mit dem höchst zulässigen  $T_{0m}$  verträglich sein muß. Hält man die Geometrie des Kanals und seine aero-thermodynamischen Eigenschaften fest, so besagt die Gleichung (12), daß die Aufwärmspanne zu  $(\vartheta_m - \bar{t})$  proportional ist.

Die Geensche Gleichung setzt allerdings eine — stark idealisierte — cosinusförmige Flußverteilung  $\Phi_z$  voraus.

### 3,35) Durchbrennen

am Spitzenbelastungspunkt der Hülse muß vermieden werden, da sonst durch das Leck Spaltprodukte in das Kühlmittel eintreten und umgekehrt das Kühlmittel den Brennstoff korrodieren könnte. Durchbrennen kann durch örtlichen Kühlmittel ausfall (Filmverdampfung), Ablösen der Hülse vom Brennstoff oder Temperaturüberschlag ausgelöst werden.

### 3,36) Sicherheitskoeffizienten (Kühlkanalfaktoren)

Die Formeln für den Wärmeübergang Uran — Hülse — Kühlmittel enthalten eine

Reihe von Größen, die z. T. nur sehr schwer meßbar oder mit Ungenauigkeiten behaftet sind. Außerdem müssen Fertigungstoleranzen und Veränderungen im Betrieb in Rechnung gestellt werden. Dies alles kann zur Verlagerung des Spitzenbelastungspunktes oder zur Erhöhung der Spitzentemperatur führen. Aus diesem Grunde sind bei der Durchrechnung Sicherheitskoeffizienten zu verwenden, die garantieren sollen, daß (unter allen Betriebsbedingungen und plausiblen Abweichungen) in keinem Fall die zulässige Größe  $\vartheta_m$  am Spitzenbelastungspunkt der Hülse überschritten wird. Man

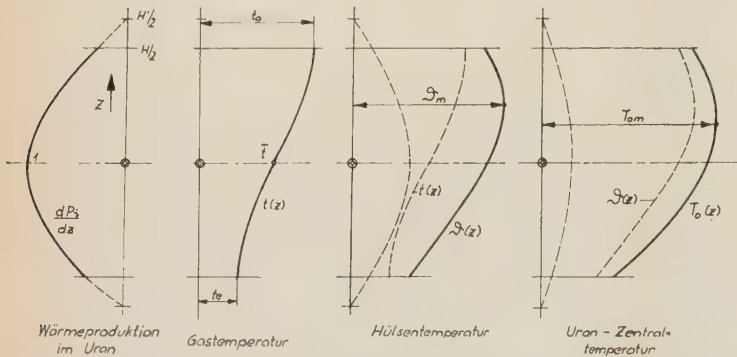


Abb. 27. Axiale Temperaturverteilung im Kühlkanal eines einfachen gasgekühlten Reaktors. Die Wärmeproduktion ist etwa zum Fluß proportional. Dem entspricht eine monoton ansteigende Gastemperatur. Hülse und Brennstoff haben Stellen maximaler Temperatur

sentemperatur  $\vartheta$  und der mittleren Kühlmitteltemperatur  $t$ . Es muß unbedingt sichergestellt werden, daß die materialmäßig bedingten, maximal zulässigen Temperaturen von Uran und Hülse nirgends im Kühlkanal überschritten werden. Dazu ist die Betrachtung der axialen Temperaturverteilung nötig.

### 3,33) Axiale Temperaturverteilung

Unter der Annahme, daß der Fluß nicht geglättet und nicht durch Absorberstäbe deformiert ist, ergibt sich im zentralen Kühlkanal die in Abb. 27 dargestellte



benützt z. B. einen Koeffizienten, der alle denkbaren Abweichungen des Brennstoffelements (z. B. Zentrierung) berücksichtigt, ferner einen Filmkoeffizienten für die Temperaturdifferenz Hülse – Kühlmittel und einen Koeffizienten für die axiale Aufwärmung.

### 3,4) Optimalisierung des Reaktors

#### 3,41) Allgemeines

Bei der Auslegung eines Kernkraftwerkes wird in der Regel die elektrische Nettoleistung vorgegeben, dazu die Forderung, die Anlage wirtschaftlich und im Hinblick auf die Betriebssicherheit zu optimieren. Als weitere Bedingungen treten noch hinzu: Besonderheiten des gewählten Standortes, Verfügbarkeit der Reaktormaterialien, Produktionsmöglichkeiten der einheimischen Industrie, internationale Bindungen u. a. m. Die Berücksichtigung dieser Bedingungen führt nach dem Vergleich von Typen, die den geforderten Bedingungen im Prinzip entsprechen, zur Wahl eines bestimmten *Reaktortypus*. Dem Vergleich müssen passend gewählte Kenngrößen zugrundeliegen, die aus allseitigen Studien über die in Frage kommenden Typen hervorgehen.

#### 3,42) Gesichtspunkte für Optimalisierung

Ist der *Reaktortyp* festgelegt worden, so erhebt sich eine Reihe von Bemessungsproblemen, die einerseits die *nukleare Seite* des Reaktors betreffen (Neutronenökonomie, Flußverteilung usw.), andererseits die *Wärmeabfuhr* (Arbeitstemperatur, Kühlmittelgeschwindigkeit usw.). Die Optimalisierung kann nach verschiedenen Gesichtspunkten erfolgen. Man kann etwa die maximal erreichbare *Nettoleistung* fordern oder aber geringste *Stromerzeugungskosten*, wobei man wieder von festgelegten und von variablen Kapitalkosten ausgehen kann. Man kann ferner (bei ungünstigen Verzinsungsbedingungen) minimale *Kapitalkosten* fordern oder andererseits mehr Gewicht auf niedrige *Proportionalkosten* legen. Im großen und ganzen läßt sich sagen, daß die Optimalisierung heute weit mehr eine Kunst als eine Wissenschaft ist.

#### 3,43) Nukleare Optimalisierung

Eine ungünstige *Neutronenökonomie* bedingt größeren Brennstoffeinsatz (größere kritische Masse) und höheren Spaltstoffverbrauch. Daher muß der Art und Menge des benötigten *Strukturmaterials* (Hülsen, Tragkonstruktionen, Ladeorgane usw.) große Aufmerksamkeit zugewendet werden. Ferner muß das *Reaktorgitter* (Größe und Abstände der Elemente) sorgfältig ausgelegt werden. Allerdings müssen dabei der Forderung nach hohem thermodynamischem Wirkungsgrad, Betriebssicherheit und hohem Abbrand oft große Zugeständnisse gemacht werden (keramischer Brennstoff, spezielle Hülsenmaterialien).

Vom Standpunkt der optimalen Wärmeabfuhr ist eine *Flußglättung* [s. 3,22)] erwünscht, die mitunter auch mit Reaktivitätsverlusten erkauft werden muß.

#### 3,44) Optimale Arbeitstemperatur

Daß für den Reaktor eine optimale Arbeitstemperatur für maximale Nettoleistung existiert, kann man qualitativ sofort erkennen. Die thermische Leistung des Zentralkanals kann in der Form

$$P_0 = w c_p (t_a - t_e) \quad (14)$$

angesetzt werden ( $w$  ist der Kühlmittelmassenfluß,  $c_p$  die spezifische Wärme). Mit Hilfe der *Geensschen* Formel laut (12) ergibt sich weiter

$$P_0 = K (\vartheta_m - \bar{t}), \quad (15)$$

wobei die den Reaktor kennzeichnende Größe  $K$  einigermaßen temperaturunabhängig ist. Bei gegebenem  $\vartheta_m$  kann also die Leistung durch *Absenken* der mittleren Kühlmitteltemperatur  $\bar{t}$  *gesteigert* werden. Gleichzeitig damit *sinkt* aber der thermische Wirkungsgrad des Kraftwerkes  $\eta_t$ , der durch

$$\eta_t = \eta_m (1 - t_s/\bar{t}) \quad (16)$$

charakterisiert werden kann, wobei  $\eta_m$  einen „mechanischen“ Wirkungsgrad und  $t_s$  die Temperatur der Senke (Kondensator) bedeutet (die Temperaturen sind hier absolut zu messen). Sieht man von der Pumpleistung ab, so beträgt die elektrische Leistung des Zentralkanals:

$$P_0^e = K \eta_m (\vartheta_m - \bar{t}) (1 - t_s/\bar{t}). \quad (17)$$

$P_0^e$  steigt also zunächst mit  $\bar{t}$  an, durchläuft aber bei  $\bar{t} = \sqrt{t_s \vartheta_m}$  ein *Maximum*, um daraufhin abzunehmen. Arbeitet der Reaktor bei der Optimaltemperatur, so kann seine Leistung nur durch Änderungen in  $K$ , also z. B. durch Erhöhung des Massenflusses  $w$ , gesteigert werden.

#### 3,45) Pumpleistung

Diese Plausibilitätsbetrachtung muß jedoch präzisiert werden, indem man die *Pumpleistung* einbezieht, die insbesondere für den *gasgekühlten* Reaktor erheblich ist und in diesem Falle mit  $w^3$  anwächst. Die elektrische Nettoleistung beträgt dann

$$P_0^e = \eta_t (P_0 + \eta_G P_0^p) - P_0^p, \quad (18)$$

wobei  $P_0^p$  die Pumpleistung für den Zentralkanal und  $\eta_G$  den Gebläsewirkungsgrad bedeuten. Abb. 28 stellt die sich bei eingehender Auswertung von (18) ergebenden Beziehungen dar. Darin bedeutet  $Z$  die (dimensionslos geschriebene) elektrische Nettoleistung,  $Y$  die thermische Leistung,  $X$  die (dimensionslose) Arbeitstemperatur, definiert durch  $X = \bar{t} / \sqrt{t_s \vartheta_m}$ , und schließlich  $U$  eine charakteristische Temperatur  $U = \sqrt{t_s / \vartheta_m}$ . Den Calder-Hall-Elementen ( $\vartheta_m = 400^\circ\text{C}$ ) entspricht etwa  $U = 0,7$ . Mit  $V$  wurde die (dimensionslose) Pumpleistung bezeichnet. Man erkennt die eigenartige Tatsache, daß man beim gasgekühlten Reaktor die gleiche elektrische Leistung bei zwei verschiedenen thermischen Leistungen erzielen kann, einmal bei kleiner Pumpleistung und gutem Wirkungsgrad, das anderemal auf dem absteigenden Ast bei hohen Pumpleistungen und schlechtem Wirkungsgrad.

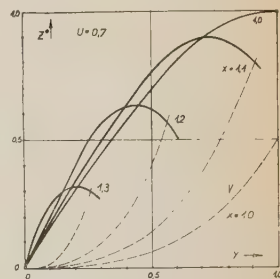


Abb. 28. Zusammenhang zwischen (dimensionsloser) elektrischer Leistung  $Z$ , thermischer Leistung  $Y$  und Pumpleistung  $V$  bei einem gasgekühlten Reaktor bei verschiedenen Arbeitstemperaturen  $X$ .



3,46) Plutonium oder Energie

Soll das Kernkraftwerk für die *Plutoniumproduktion* optimalisiert werden, so ist man an der maximalen thermischen Energieentwicklung interessiert, da die Spaltungszahl und letzten Endes die Konversionszahl pro Zeiteinheit dazu proportional ist. Dies führt auf die Bedingung  $Y = 1$ . Gleichzeitig wird eine werkstoffmäßig gut zu beherrschende niedrige Arbeitstemperatur  $X = 1$  (entspricht in unserem Beispiel  $t \approx 200^\circ \text{C}$ ) und damit die maximale Nettoleistung  $Z = 1$  gewählt. Dabei muß man allerdings eine hohe Pumpleistung und schlechten Wirkungsgrad in Kauf nehmen<sup>4)</sup>.

Der Arbeitspunkt eines Kernkraftwerkes zur *Energieerzeugung* muß dagegen stärker nach links verlegt werden, wo die Pumpleistung nur noch einen tragbaren Teil (bis 10%) der Nettoleistung ausmacht. Zur Erhöhung des Wirkungsgrades sucht man ferner die Arbeitstemperatur  $X$  möglichst hoch zu wählen. Ist  $X$  festgelegt, so kann der Arbeitspunkt auf der zugehörigen Kennlinie gewählt werden. Je stärker man nach links geht, desto geringer ist allerdings der Gewinn an Wirkungsgrad.

3,5) Kostenrechnung für Kernkraftwerke

3,51) Allgemeines

Über die Kosten der Kernenergie herrschen geteilte Meinungen. Das ist nicht verwunderlich, da erst wenige kommerzielle Stationen gebaut wurden, die beträchtlichen Entwicklungskosten z. T. eingerechnet werden, staatliche Subventionen und militärische Interessen mitspielen usw. Dementsprechend sind alle Schätzungen nur als vorläufig zu betrachten. Klarheit werden die nächsten vier bis fünf Jahre bringen, wenn die ersten Erfahrungen von kommerziellen Stationen vorliegen. Man darf ferner nicht übersehen, daß die Situation auf dem Kapitals- und dem Arbeitsmarkt eines bestimmten Landes starken Einfluß auf die Kostenstruktur hat. So werden Kernkraftwerke vermutlich in England früher rentabel werden als in den USA.

3,52) Kostenanteile

Die innerhalb des Kernkraftwerks anfallenden Stromkosten können verschieden aufgespalten werden. Vielfach gliedert man sie wie beim konventionellen Kraftwerk in leistungsabhängige Kosten (Festkosten) und arbeitsabhängige Kosten. Die weitere Untergliederung führt zu

3,521) *leistungsabhängigen Kosten*, bestehend aus

(1) Anteil der *Kraftwerks-Kapitalkosten* (öS/kWe/a. Die Kapitalkosten werden aus den spezifischen Anlagekosten (öS/kWe) und dem Zinsendienst (%/a) ermittelt. Zu den *Anlagekosten*<sup>5)</sup> zählen Kosten für Land, Aufschließung, Bau, Ausrüstung (inklusive Schwerwasser

<sup>4)</sup> Handelt es sich um Plutoniumerzeugung für militärische Zwecke, so wird außerdem noch ein geringer Abbrand in Kauf genommen: beläßt man den Brutstoff zu lange im Reaktor, so entsteht neben dem Spaltstoff <sup>239</sup>Pu auch der unerwünschte Brutstoff <sup>240</sup>Pu, der von <sup>239</sup>Pu nur durch ein Isotopentrennverfahren abgeschieden werden könnte.

<sup>5)</sup> Nach einer Definition im Bericht ENEA-NE (60) 6. Die Kosten für das erste Brennstoffinventar werden neuerdings nicht zu den Anlagekosten gerechnet, wohl aber die Brennstoffzinsen.

und eventuell Kühlmittel), Planung, Bauüberwachung, Bauzinsen usw. Die bereits errichteten Groß-Kernkraftwerke lassen folgende Tendenz erkennen (in öS/kWe):

	1960	1965
Natururan, gasgekühlt	10 000	7 500
angereichert, wassergekühlt	8 700	6 200

Der Zinsendienst hängt sehr stark von den Umständen ab. Eine Aufschlüsselung von O. LÖBL kommt z. B. zu folgenden Werten (in %/a):

Zinssatz	7,00
Abschreibung	4,25
Steuern	2,00
Versicherung	0,50
Verwaltung	0,25
	<hr/> 14,00

(2) *Anteil der Kapitalkosten des Brennstoffs* (öS/kWe/a). Die Brennstoffkosten stellen ein Mittelding zwischen Anlagekosten (erstes Core) und Betriebskosten dar. Es ist z. Zt. üblich, nur die Zinsen für das erhebliche, im Brennstoffzyklus gebundene Kapital zu den leistungsabhängigen Kosten zu schlagen.

(3) *Betriebskosten* (öS/kWe/a) für Personal, Instandhaltung. Diese Kostenanteile sind auf die Zahl der im Jahr erzeugten kWh umzulegen.

3,522) *Arbeitsabhängige Kosten*, d. s. im wesentlichen Brennstoffkosten. Man unterscheidet:

- (1) *Abbrandkosten* für Wertminderung des Brennstoffs,
- (2) *Herstellungskosten* des Brennstoffs,
- (3) *Transport und Versicherung*,
- (4) *Wiederaufarbeitungskosten*,
- (5) *Plutonium-Rückvergütung* (ist von den Kosten abzuziehen),
- (6) *Verluste* an Kühlmittel und Moderator (z. B. D<sub>2</sub>O, organische Stoffe).

Für die *Brennstoffkosten* kann man folgende Richtwerte annehmen:

Natururan-Elemente (England)	öS/kg
1. Abbrand (U-Metall)	1 000
2. Herstellung	400
3. Transport und Versicherung	100
4. Rückvergütung	<hr/> — 350
	1 150

Angereicherte Elemente (USA)	
1. Abbrand	5 000
Umwandlung von UF <sub>6</sub>	500
2. Herstellung	2 500
3. Transport und Versicherung	600
4. Wiederaufarbeitung	700
5. Pu-Rückvergütung	<hr/> — 2 000
	7 300

3,53) Kostenformel

Die Stromkostenrechnung kann nach verschiedenen Formeln vorgenommen werden. Als Beispiel diene eine vereinfachte englische Rechnung für einen Calder-Hall-Typ, wobei  $K$  die Strom-Selbstkosten in öS/kWh bedeutet:



$$K = \frac{A q_K}{100 t_B} + B + \frac{1}{10} (K_{Br} + K_{Tr} - K_P) \cdot \left[ \frac{1}{24 a \eta} + \frac{q_{Br}}{10^4 Q t_B} \left( \frac{100 Q}{p \eta} + V \right) \right]. \quad (19)$$

Tabelle X. Stromkosten

Sym-bol	Bedeutung	Dimen-sion	Betrag (1960)
$Q$	Elektr. Leistung .....	MW <sub>e</sub>	100
$\eta$	Wirkungsgrad .....	%	30
$p$	Spezif. Leistung .....	MW <sub>t</sub> /t	2,3
$a$	Abbrand .....	MW <sub>t</sub> d/t	3 000
$t_B$	Betriebsstunden .....	h/a	6 000
$q_K$	Kapitaldienst .....	%/a	14
$q_{Br}$	Brennstoffzinsen .....	%/a	4
$A$	Anlagekosten .....	öS/kW <sub>e</sub>	10 <sup>4</sup>
$K_{Br}$	Brennstoffkosten .....	öS/t	1,4 · 10 <sup>6</sup>
$K_{Tr}$	Transportkosten .....	öS/t	1,05 · 10 <sup>5</sup>
$K_P$	Plutonium-Rückvergütung ..	öS/t	3,5 · 10 <sup>5</sup>
$V$	Brennstoffvorrat .....	t	16,5
$B$	Betriebskosten .....	öS/kWh	0,02

Nimmt man die in der letzten Spalte angegebenen Werte als zuverlässig an (obwohl sie — als Angaben des Verkäufers — eher optimistisch gefärbt sind), so ergeben sich:

leistungsabhängige Kosten	0,25 öS/kWh
arbeitsabhängige Kosten	0,08 öS/kWh
Strom-Selbstkosten	0,33 öS/kWh

3,54) Materialkosten

sind ständig in Bewegung. Für 1955 (bei Uran 1957) galten etwa die in Tabelle XI zusammengestellten Kosten, deren Größenordnung auch heute noch zu-treffen dürfte.

Tabelle XI. Materialkosten in Dollar/kg

D <sub>2</sub> O	56	U (Metall)	40
Be	94	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	< 15
Zr	13	U-235	.15 · 10 <sup>3</sup>
Th	43	Pu-239	12 · 10 <sup>3</sup>

4) Haupttypen der Kernreaktoren

4,1) Klassifizierung der Kernreaktoren

4,101) Allgemeines

Man kann Kernreaktoren nach verschiedenen Ge-sichtspunkten einteilen. Eine Übersicht zeigt, daß man viele hundert verschiedene Kernreakortypen bauen könnte, je nachdem, wie man die möglichen Merkmale kombiniert. Das Hauptunterscheidungsmerkmal ist wohl die Art des *Moderators*, da dieser das ganze kernphysi-kalische Verhalten des Reaktors, damit letzten Endes seine Größe, Leistungsdichte usw. bestimmt. Daneben ist die Frage der *Struktur*, der *Anreicherung* und des *Kühlmittels* entscheidend. Im folgenden sind einige Ein-teilungsgesichtspunkte aufgezählt. Der Übersichtlichkeit halber sind dabei auch Tatsachen aufgenommen, die schon in früheren Abschnitten behandelt wurden.

4,102) Zweck

Man unterscheidet Reaktoren für: *Forschung*, *Ener-gieerzeugung*, *Plutoniumerzeugung*, *Mehrzweckreaktoren* (Energie und Plutonium), *Brutreaktoren*, Reaktoren für

*Dampferzeugung* (Heizung), *Antrieb von Schiffen und Flugzeugen* und Reaktoren für *Spezialzwecke* (Isotopen-erzeugung, Lebensmittelsterilisierung, Strahlenchemie, Strahlenmedizin, Wasserdestillation usw.).

4,103) Neutronenenergie

*Thermische Reaktoren* arbeiten mit Moderator. Die mittlere Neutronenenergie liegt bei 0,025 eV.

*Intermediäre Reaktoren* enthalten wenig Moderator. Die Neutronenenergien reichen von 10 ... 10<sup>4</sup> eV.

*Schnelle Reaktoren* arbeiten ohne Moderator. Die Neutronenenergien liegen über 10<sup>5</sup> eV.

4,104) Spaltstoff

Entweder *Natururan* oder mit <sup>235</sup>U, <sup>233</sup>U oder <sup>239</sup>Pu *angereicherter* Brennstoff.

4,105) Brutstoff, Konverter, Brüter

Als Brutstoff dient entweder <sup>238</sup>U oder <sup>232</sup>Th. Wird daraus *weniger* Spaltstoff erzeugt, als vom ursprüng-lichen verbraucht wird, so ist der Reaktor ein *Konverter*, andernfalls ein *Brüter* (Brutreaktor). Der Brutreaktor kann entweder *thermisch* arbeiten (Erzeugung von <sup>233</sup>U aus <sup>232</sup>Th) oder aber als *schneller* Reaktor (Erzeugung von <sup>239</sup>Pu aus <sup>238</sup>U).

4,106) Moderator

*Schweres Wasser*, sehr gut, aber teuer. Der Reaktor kann mit Natururan (heterogen oder homogen) laufen und ist von mittlerer Größe.

*Graphit*, mittelgut, billiger. Mit Natururan kann nur ein heterogener Reaktor laufen. Der Reaktor muß dann aber sehr groß sein. Größere Leistungsdichte kann durch schwache Anreicherung erzielt werden.

*Beryllium*, gut, aber teuer, wenig verwendet. Reaktor hat mittlere Größe.

*Wasser*, minder gut (Absorption!), billig. Der Reaktor kann nur mit angereichertem Spaltstoff laufen. Homo-gene, hochangereicherte Reaktoren können sehr klein sein. Schwach angereicherte Leistungsreaktoren sind von mittlerer Größe.

*Organische Stoffe*, minder gut, relativ billig. Vorteil-haft ist der hohe Siedepunkt. Reaktoren haben mittlere Größe und müssen angereichert sein.

4,107) Komposition

*Heterogene* Reaktoren besitzen Brennstoffelemente, eingebettet im Moderator, so daß Brennstoff und Moderator getrennt sind. Dadurch wird der Resonanz-einfang herabgedrückt und die Neutronenökonomie ver-bessert.

*Homogene* Reaktoren: Brennstoff und Moderator sind miteinander homogen vermischt. Der Brennstoff kann im Moderator verteilt sein als *Lösung* (z. B. Ura-nylsulfat in Wasser), *Suspension* (z. B. UO<sub>2</sub>-Schlamm in D<sub>2</sub>O), *Legierung* (z. B. Uran und Wismut) oder Salz-schmelze.

*Quasihomogen* sind Reaktoren, wie z. B. Druck- und Siedewasserreaktor, bei denen sich der Brennstoff zwar in Platten, Kugeln usw. befindet, doch so, daß sich ein feines Brennstoff-Moderator-„Gitter“ ergibt.







4,2) Graphitreaktoren mit Gaskühlung

4,21) Prinzip

Dieser Reaktortyp kann aus leicht erhältlichen Materialien gebaut werden, ist einfach und sicher. Von dieser Art war der erste Reaktor (1942, Chikago) und ist

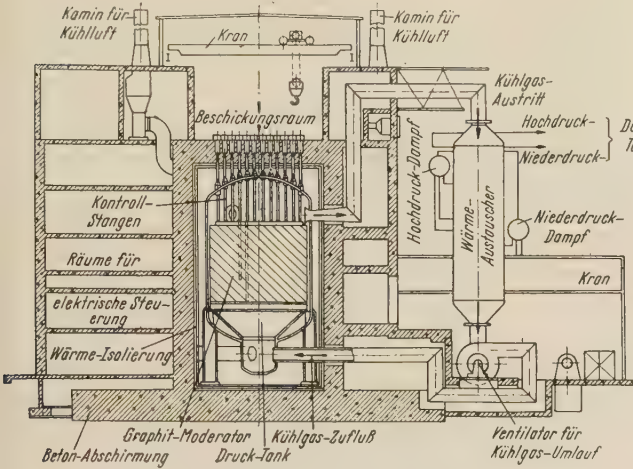


Abb. 29. Schnitt durch den Calder-Hall-Reaktor

der bekannte *Calder-Hall-Reaktor*, der Prototyp der ersten Generation englischer Kernkraftwerke, von denen Anlagen mit etwa 250 MWe in Betrieb stehen und bis

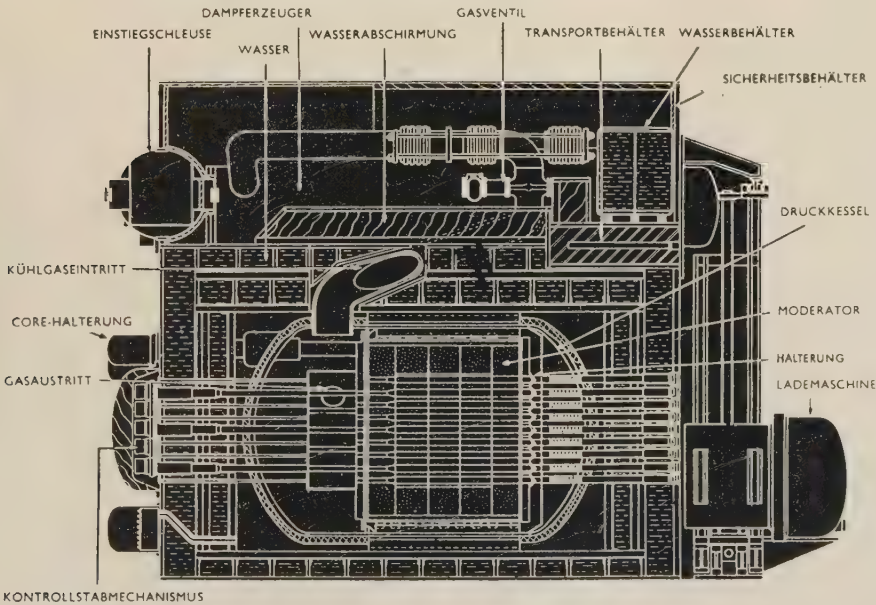


Abb. 30. Schnitt durch einen weiterentwickelten gasgekühlten Graphitreaktor für Schiffsantrieb

1965 weitere 2 800 MWe in Betrieb gesetzt werden sollen.

Die Abb. 29 zeigt als Beispiel schematisch den *Calder-Hall-Reaktor*. Als Moderator und Reflektor dient ein aus 58 000 Klötzen bestehender und 1 170 t wiegender zylindrischer Graphitblock (über 8 m hoch, 11 m Durchmesser). Er enthält rund 1 700 senkrechte Bohrungen. In den Bohrungen stehen je sechs 1 m lange Uranstäbe (2,9 cm Durchmesser), die in einer dünnen Magnox-Hülse sitzen, welche Kühlrippen trägt. Insgesamt sind 120 t Uran eingesetzt. Der Reaktorkern sitzt in einem

Druckgefäß von über 11 m Durchmesser und 22 m Höhe aus zweizölligem Stahl (die Reaktorleistung ist z. T. durch die Größe des Druckgefäßes begrenzt. Gegenwärtig verarbeitet man bereits 3"-Stahlplatten). Durch die Kanäle im Graphit wird als Kühlgas reines Kohlendioxid unter einem Druck von 7 atü geblasen (das Gebläse verbraucht mehr als 1/8 der Reaktorleistung!). Das Gas wird im Reaktor von 140 auf 336 °C aufgewärmt und durchsetzt außerhalb des Reaktorgefäßes vier Wärmetauscher, in denen in einem Zweidrucksystem Hoch- und Niederdruckdampf erzeugt wird. Im Hinblick auf militärische Zwecke (Plutoniumherzeugung) wurde der Reaktor thermodynamisch ungünstig ausgelegt und die maximal zulässige Hülsestemperatur (rund 400 °C) nicht voll ausgenützt. Der Reaktor erzeugt brutto 42 und netto 35 MW.

Gegenwärtig sind in England fünf Großkraftwerke eines fortentwickelten Calder-Hall-Typs in Bau (*Berkeley, Bradwell, Hinkley-Point, Hunterstone, Trawsfynydd*), zwei weitere (*Sizewell und Dungeness* mit je 550 MWe) werden projektiert. In *Latina* (Italien) und *Tokai Mura* (Japan) werden ähnliche Werke errichtet. In Frankreich wurden in *Marcoule* drei Plutonium-Konverter mit liegendem Druckkessel aus vorgespanntem Beton errichtet; zur Zeit werden in *Chinon* zwei Kernkraftwerke mit senkrechten Stahlkesseln gebaut, zwei weitere projektiert. Diese Großkraftwerke schließen im Prinzip an Calder-Hall an, weisen jedoch eine Reihe von Verbesserungen auf: Größere und stärkere Druckgefäße erlauben höheren Kühlgasdruck (18 atü) und damit verbesserte Wärmeabfuhr, die Dampftemperatur wurde auf 370 °C gesteigert u. a. m.

4,22) Vorteile

Der Reaktor hat seine Bewährung im industriellen Maßstab erwiesen. Natururan, Graphit und Kohlensäure sind keine „exotischen Rohstoffe“. Sie sind bei mittleren Temperaturen gut miteinander verträglich, so daß keine besonderen Korrosionsprobleme bestehen. Das Kühlmittel wird kaum radioaktiv, so daß der erste Kreislauf nicht speziell abgeschirmt werden muß. Ein ausreichender negativer Temperaturkoeffizient ist erreichbar. Das Konversionsverhältnis kann 0,8 erreichen, so daß relativ viel Plutonium erzeugt

wird. Man erhofft gegenwärtig einen Abbrand von 3 000 MW pro Tonne Uran.

4,23) Nachteile

$k_{\infty}$  ist nur wenig größer als 1. Daher sind große Uran- und Graphitmengen erforderlich. Dies zieht die Notwendigkeit riesiger Druckgefäße nach sich. Die spezifische Leistung ist sehr klein. Der Kühlgasdruck ist begrenzt und damit auch der Wirkungsgrad der Wärmeabfuhr. Die Umwälzpumpen für das Kühlgas bedingen einen hohen Energieeigenverbrauch. Bei den



derzeitigen metallischen Brennstoffelementen ist die Gastemperatur begrenzt und damit der thermodynamische Wirkungsgrad gering. Aus allem Gesagten resultieren beträchtliche Anlagekosten für das installierte kW, die sich erst bei Anlagen mit sehr hoher Leistung etwas vermindern und — trotz der relativ niedrigen Brennstoffkosten — zu ungünstigen Stromkosten führen.

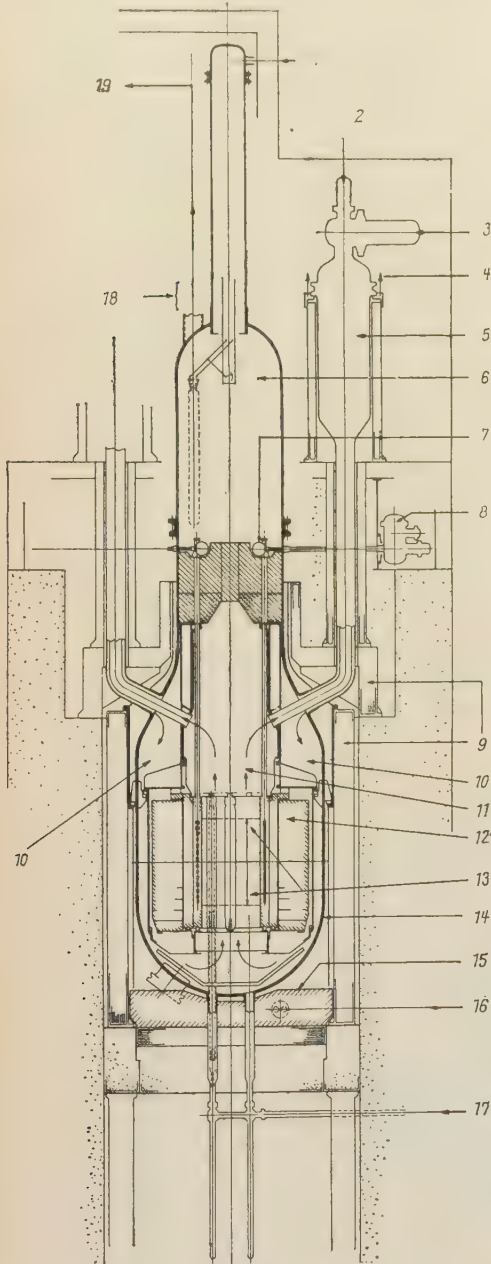


Abb. 31. Schnitt durch den gasgekühlten Hochtemperatur-Reaktor DRAGON

1 Position des Antriebes für die Lade-Entlade-Maschine, 2 Antrieb für Wärmeaustauscher-Bypass-Ventil, 3 Gaslagergebläse, 4 Wärmeaustauscher-Abstützung, 5 Wärmeaustauscher, 6 Gehäuse für Lade-Entlade-Maschine, 7 Wille für Absorber-Regelstäbe, 8 Antriebsmechanismus für Absorber-Regelstäbe, 9 thermische Abschirmung (Stahl und Wasser), 10 Eintritt, 11 Austritt, 12 Reflektor, 13 Kern, 14 Druckgefäß, 15 Graphit, 16 Position für Ionisationskammern, 17 Antrieb für Graphit-Regel Elemente im Reaktorkern, 18 Position der Gasschleuse, 19 Weg zur Entfernung eines Brennstoffelementes

#### 4.24) Moderne Typen des gasgekühlten Graphitreaktors

Wirtschaftlichkeits-Erwägungen haben vom klassischen Calder-Hall-Typ zu neueren Konzepten geführt.

Es war einerseits nötig, die Anlage kompakter zu gestalten, um die Anlagekosten herabzusetzen und höhere Gasdrücke zu erreichen; dies wurde durch Übergang zu schwach angereichertem Uran ermöglicht. Zur Erhöhung des Wirkungsgrades mußte andererseits die Gastemperatur gesteigert werden, was den Übergang zu Uranoxyd und zu neuem Hülsmaterial (Edelstahl, Graphit, eventuell Beryllium oder Molybdän) nach sich zieht. Ein Vorläufer dieses Konzepts ist der AGR (Advanced Gas Cooled Reactor), mit 28 MWe, der in Windscale errichtet wird.

Die Abb. 30 zeigt als Beispiel einen projektierten, sehr kompakten Schiffsreaktor mit 20 000-Wellen-PS. Er ist nur 11 m hoch und wiegt 2 000 t. Er soll mit den

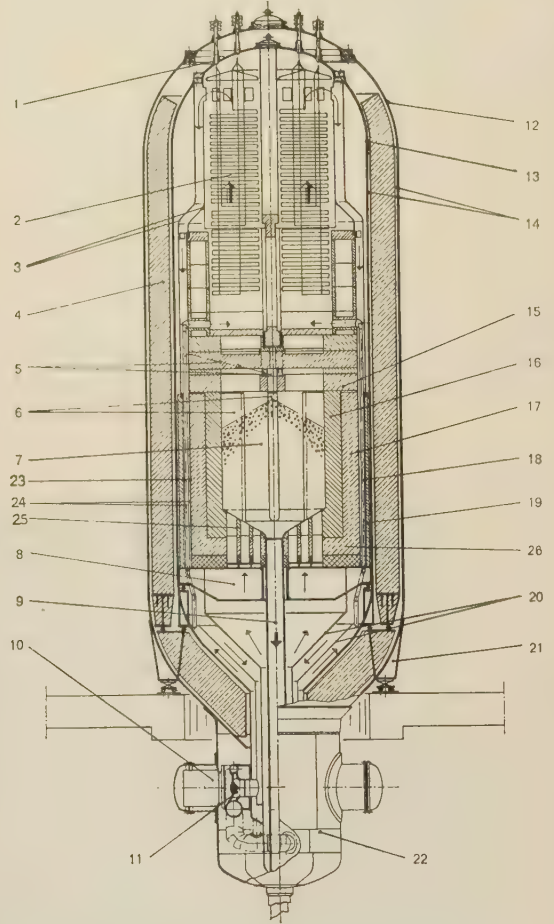


Abb. 32. Schnitt durch den gasgekühlten Hochtemperatur-Reaktor von Krupp-BBC

1 Durchführung der Dampferzeugerrohre, 2 Dampferzeugung, 3 Kühlgas-Führungsbleche, 4 biologischer Schild, 5 Brennstoffkugelfuhr, 6 Nasen für Abschaltstäbe, 7 Brennstoffelementenschüttung, 8 Tragrost, 9 Brennstoffkugelabzug, 10 Antriebsmotor, 11 Gebläse, 12 zweiter Stahlmantel, 13 erster Stahlmantel, 14 Sperrspalt, 15 Kohlesteinbrücke, 16 Reflektor, 17 Kohlestein-Mantel, 18 Bypassrohre, 19 thermischer Schild, 20 Kühlgas-Führungsbleche, 21 Fußkonstruktion, 22 Gebläse-dom, 23 Reaktorschaltung, 24 Kühlpalt, 25 unterer Reflektor, 26 untere Kohlesteinschicht

in Abb. 23 dargestellten Querstrom-Elementen arbeiten und eine Gas-Austrittstemperatur um 550 °C erreichen.

Von besonderem Interesse sind zwei in Bau befindliche Hochtemperatur-Prototypen, der Dragon-Reaktor und der Kugelhaufen-Reaktor. Die Abb. 31 zeigt einen Schnitt durch den mit Helium gekühlten Hochtemperatur-Reaktor Dragon. Der Reaktor entwickelt bei einem Druck von 20 ata und einer Gasaustrittstemperatur von



750 °C eine thermische Leistung von 20 MW. Als Brennstoff dient <sup>235</sup>U, als Brutstoff <sup>232</sup>Th in Form von Karbid. Die Brennstofftabletten befinden sich in HülSEN aus Spezialgraphit. Spaltgase werden aus den Elementen ständig abgezogen und in einer Reinigungsanlage ausgeschieden.

Abb. 32 zeigt das Schnittbild eines heliumgekühlten Kugelhaufenreaktors (Krupp-BBC), der mit hülsenlosen Brennstoffelementen (20% angereichert) nach Abb. 24 gefüllt ist. Der Reaktor soll bei einem Druck von 10 ata und einer Gas-Austrittstemperatur von nahezu 1 000 °C eine elektrische Leistung von 15 MW abgeben. Das besondere Problem dieses Reaktors besteht darin, daß er mit verseuchtem Kühlmittel arbeitet, da ein Teil der Spaltprodukte aus den Graphitkugeln austritt.

4,3) Druckwasserreaktoren

4,31) Prinzip

Verwendet man angereichertes Uran, so ist es möglich,  $k_{\infty} \approx 1,6$  zu erreichen und gewöhnliches Wasser als Moderator und gleichzeitig als Kühlmittel zu ver-

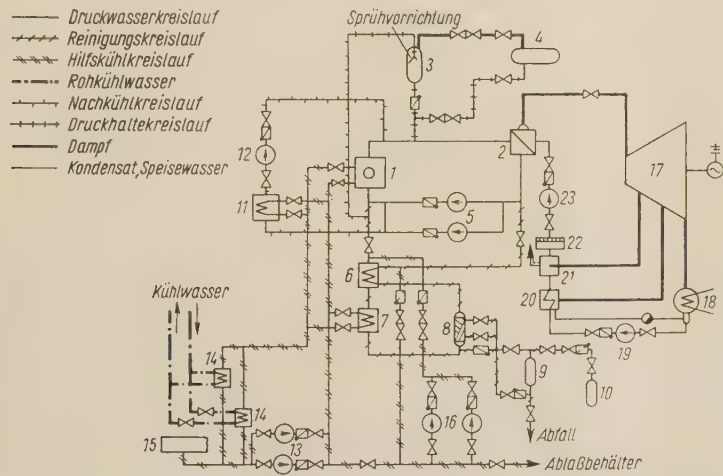


Abb. 33. Kreisläufe eines Druckwasserreaktors

1 Reaktor, 2 Dampferzeuger, 3 Druckbehälter, 4 Abfallbehälter, 5 Umwälzpumpen, 6 Regenerativ-Wärmetauscher, 7 Wärmetauscher, 8 Reinigungsanlage, 9 Behälter für H<sub>2</sub>-Injektion, 10 H<sub>2</sub>-Druckflasche, 11 Wärmetauscher für Nachkühlung, 12 Nachkühlpumpe, 13 Hilfskühlwasserpumpe, 14 Kühler für Hilfskühlkreislauf, 15 Behälter für Hilfskühlwasser, 16 Füllpumpe, 17 Turbine, 18 Kondensator, 19 Kondensatpumpe, 20 Speisewasservorwärmer, 21 Mischvorwärmer mit Entgasung, 22 Speisewasserbehälter, 23 Speisewasserpumpe

wenden. Das Wasser wird unter so hohem Druck gehalten, daß es bei der Arbeitstemperatur des Reaktors nicht zum Sieden kommen kann. Eine Umwälzpumpe zirkuliert das Wasser durch den Reaktorkern und über einen Primärkreislauf durch einen Wärmetauscher, in dem Dampf erzeugt wird (Abb. 33). Dieser Reaktortyp gilt als sehr sicher. Mit dem Kraftwerk *Shippingport* (USA), welches mit einem Druckwasserreaktor ausgestattet ist, konnten bereits die ersten positiven Erfahrungen gesammelt werden. Auch das U-Boot *Nautilus* und seine Nachfolger sind mit einem solchen Reaktor ausgestattet. Zur Zeit sind in den USA die Kraftwerke *Yankee* und *Edison*, in der UdSSR das Kraftwerk *Woronesh* und in Italien die Anlage *Riva Trigosa* in Bau, die mit Druckwasserreaktoren arbeiten.

Als typisches Beispiel zeigt Abb. 34 einen Längs- und Querschnitt durch das Reaktorgefäß der *Shipping-*

*port-Anlage*. Der Reaktorkern hat hier eine eigenartige Anordnung, indem zwei Typen von Elementen verwendet werden. 113 Brennstoffblöcke enthalten Natururan und bilden den inneren und äußeren „Mantel“. 32 sogenannte „Saatelemente“, die im Reaktor in quadratischer Anordnung eingesetzt sind, bestehen aus reinem <sup>235</sup>U, legiert mit Zirkon. Sie sorgen für die nötige Reaktivität, während im *Brutmantel* <sup>239</sup>Pu mit einem Konversionsfaktor von 0,8 gebildet wird. Die Elementblöcke bestehen aus je 100 Stück 1 cm dicken Stäbchen, die mit einer Zirkaloyhülle überzogen sind. Die Stäbchen sind zu einem mechanisch stabilen Block zusammengeschweißt, der eine sehr große Heizfläche besitzt. 32 Stäbe, die als Neutronenabsorber Hafnium enthalten, bewirken die *Steuerung und Regelung*.

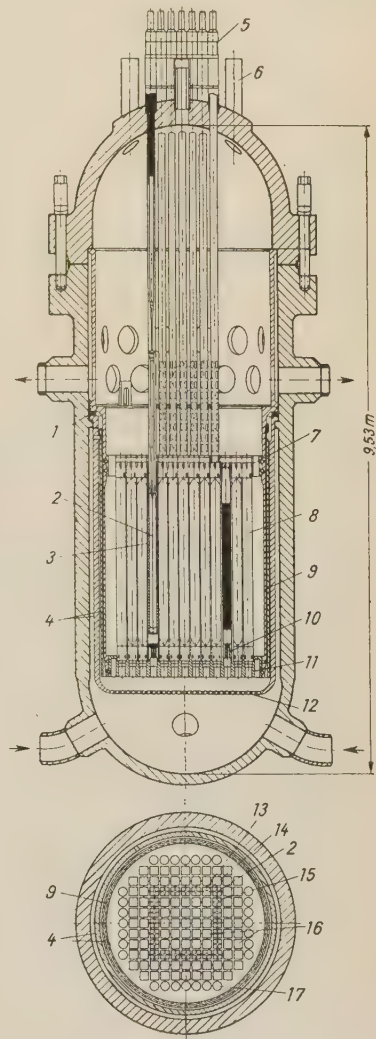


Abb. 34. Reaktorgefäß der *Shippingport-Anlage*

1 Federring, 2 Regelstab, 3 angereicherte Uramelemente, 4 thermischer Schild, 5 Regelantriebsmechanismus, 6 Brennstoffwechselröhre, 7 Haltering, 8 Natururanelemente (Brutmantel), 9 Reaktortopf, 10 Feder, 11 Bodenplatte, 12 Strömungswischenboden, 13 Abstandhalter, 14 Brennstoffeinheit, 15 Brennelement, 16 Brutelement, 17 Platz für zusätzliche Elemente

Die *Kühlung* erfolgt durch hochgereinigtes Wasser, das unter einem Druck von 136 atü steht und im Reaktor von 264 auf 283 °C aufgewärmt wird. Es wird dem Reaktor durch je vier Rohre zugeführt bzw. entnommen. Innerhalb der Betonabschirmung liegen die vier *Primärkreise* mit je einer Spaltrohrpumpe und



einem Wärmetauscher. Insgesamt werden  $170 \text{ m}^3/\text{min}$  umgewälzt. Sekundärseitig wird 40-atü-Naßdampf entwickelt.

#### 4,32) Vorteile

Wasser ist ein billiger, wirksamer Moderator, der gleichzeitig ein ausgezeichnetes Kühlmittel darstellt. Wegen der nötigen Anreicherung des Brennstoffs und der schnellen Neutronenbremsung im Wasser ist der Reaktorkern klein, es ergeben sich hohe Leistungsdichten bzw. spezifische Leistungen und die kritische Masse ist relativ klein. Dynamisch ist dieser Typ sehr stabil und sicher. Die Aktivität des Kühlmittels ist (bei Verwendung von Reinstwasser) kurzlebig und nicht zu hoch. Die gute Konversionsrate ermöglicht einen hohen Abbrand des Spaltmaterials. Außerdem wird eine beträchtliche Wärmemenge (8%) durch Schnellsplaltung geliefert, was zur Ausnützung des  $^{238}\text{U}$  beiträgt.

#### 4,33) Nachteile

Das Wasser muß unter hohem Druck gehalten werden, was kostspielige Behälter, Rohre usw. erfordert. Dementsprechend sind die Anlagekosten hoch. Die Temperatur ist begrenzt, was einen niedrigen thermischen Wirkungsgrad bedingt. Wegen der kleinen Aufwärmespanne sind große Wärmetauscher erforderlich.

### 4,34) Schwerwasser, Druckröhrenreaktor

Der Druckwasserreaktor kann auch mit Schwerwasser betrieben werden. Dadurch ändern sich allerdings die nuklearen Parameter sehr stark und der Reaktor kann auch mit Natururan laufen. Allerdings hat man die hohen Kosten des Schwerwassers in Kauf zu nehmen. Ein Natururan-Schwerwasserreaktor erfordert allerdings ein ziemlich großes Druckgefäß. Diesen Nachteil vermeidet der *Druckröhren-Reaktor*, von dem ein Prototyp (NPD-2) in Kanada im Bau ist. Der Reaktor besteht nach Abb. 35 aus einem großen Schwerwassertank (Kalandria), der nicht unter Druck steht und außen von einem Leichtwasserschild umgeben ist. Der Tank ist von zahlreichen Druckröhren durchzogen, in denen sich die Brennstoffelemente befinden und vom Kühlmittel (ebenfalls Schwerwasser) durchströmt werden. Die Regelung erfolgt einerseits durch Änderung des Moderatorspiegels, andererseits durch spezielle Verstärkerstäbe aus angereichertem Spaltstoff (anstelle von Absorberstäben). Die Beschickung erfolgt während des Betriebes mit Hilfe einer komplizierten Lademaschine, die von der einen Seite neue Elemente in die Druckrohre schiebt, während eine zweite Maschine die ausgebrannten auf der anderen Seite entnimmt.

### 4,4) Siedewasserreaktoren

#### 4,41) Prinzip

Wegen der durch den hohen Druck im Druckwasserreaktor bedingten Schwierigkeiten war es naheliegend, eine Verdampfung des Wassers im Reaktor zuzulassen. Der nach diesem Prinzip wirkende *Siedewasserreaktor* bildet ein Analogon zum Feuerrohrkessel. Da dem Core beim Verdampfen des Wassers beträchtliche Wärmemengen entzogen werden, ist der Kühlmitteldurchsatz erheblich kleiner als beim Druckwasserreaktor. Es ist auch möglich, mit kleinerem Druck zu arbeiten.

Der Übergang vom Druckwasserreaktor zum Siedewasserreaktor erfolgt, wie Abb. 36 schematisch zeigt, kontinuierlich. Senkt man den Druck im Druckwasserreaktor und läßt man Bläsensieden zu, so ergibt sich ein verbesserter Wärmeübergang. Steigert man das Sieden, bis nur noch Dampf übergeht, so erhält man den Siedewasserreaktor mit *indirektem* Kreislauf. Der nächste Schritt führt zum Siedewasserreaktor mit zweifachem Kreislauf, bei dem Dampf sowohl im direkten als auch im indirekten (Druckwasser-) Kreislauf erzeugt wird. Die letzte Stufe ist der reine Siedewasserreaktor mit *direktem* Kreislauf. Wegen dieses fließenden Übergangs neigt man dazu, die Unterscheidung in Druck- und Siedereaktor fallenzulassen und nur von indirektem und direktem Kreislauf zu sprechen.

Bei den ersten Versuchen zeigte es sich, daß sich beim Siedewasser-Reaktor *Stabilitätsprobleme* ergeben, die mit dem *Dampfblasenkoeffizienten* der Reaktivität zusammenhängen. Bei zu großer Moderatormenge verringert die Dampfblasenbildung die Absorptionwirkung des Moderators und die Reaktivität steigt an, was zu vermehrter Dampfbildung führt usw. Durch geeignete Wahl des Brennstoff-Moderatorverhältnisses (etwa 1 : 2) kann man einen negativen, stabilisierenden Koeffizienten erreichen. Damit die Dampfblasen nicht zuviel Reaktivität aufnehmen, was beim „Stoßen“ zu starken Reaktivitätsschwankungen führen kann, wählt man den

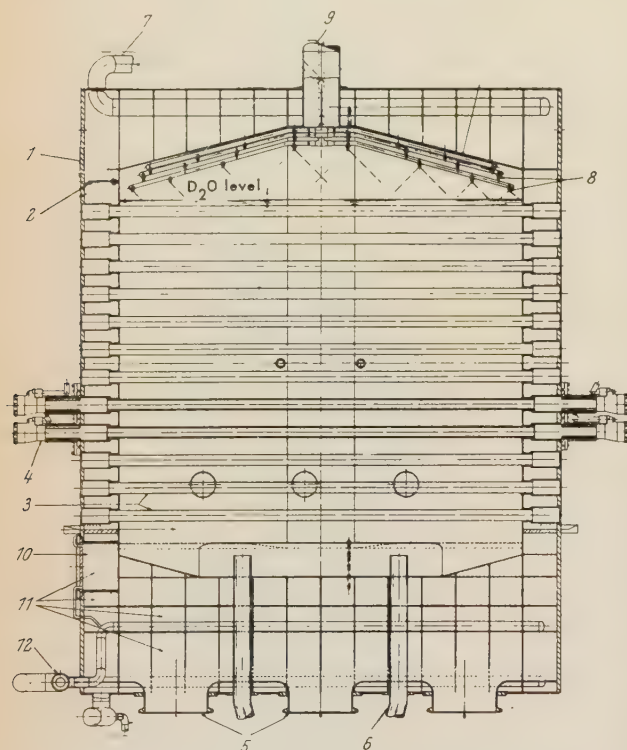


Abb. 35. Schnitt durch den Schwerwasser-Druckröhren-Reaktor NPD-2

1 Außenwand, 2 Innenwand der Kalandria, 3 Kalandriarohre, 4 eingesetztes Kühlrohr, 5 Schwerwasser-Abfluß, 6 Schwerwasser-Einlaß, 7 Leichtwasser-Abfluß, 8 Sprühdüse, 9 Gasabzug, 10 Mannloch, 11 Leichtwasser-Reflektor, 12 Leichtwasser-Einlaß

Das heiße Druckwasser ist extrem korrosiv, weswegen teure Materialien (Edelstahl, Zirkonium) verwendet werden müssen. Wasser reagiert mit Uran. Es sind sehr teure Brennstoffelemente erforderlich. Beim Bruch des Primärsystems wird Dampf frei. Abschirmung des Primärkreises nötig.



Dampfgehalt der Spaltzone zweckmäßigerweise zwischen 10 und 20 %.

Zur Zeit sind mehrere Kraftwerke mit Siedewasserreaktor in Bau bzw. im Probetrieb, wie z. B. die

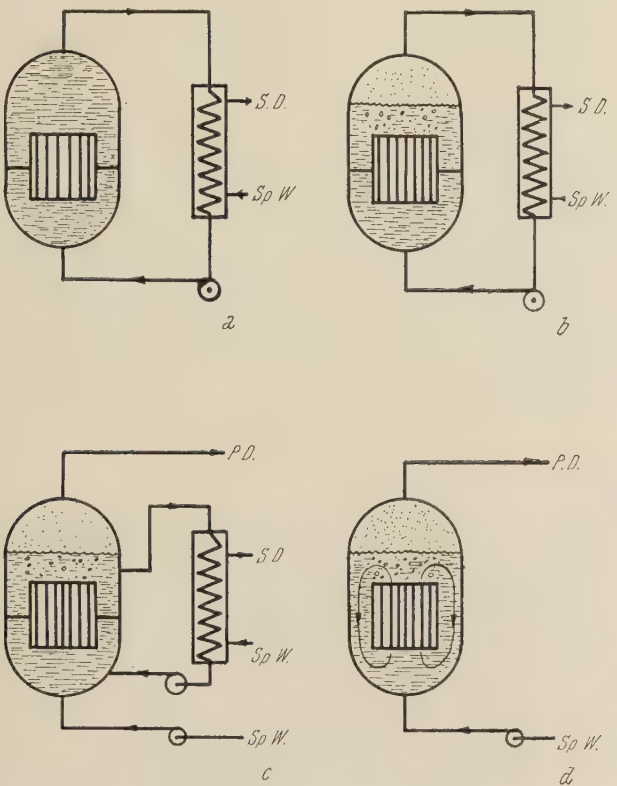


Abb. 36. Wassergekühlte Reaktoren

Der Übergang vom Druck- zum Siedewasserreaktor erfolgt kontinuierlich: a hoher Druck, Sieden unmöglich (Druckwasserreaktor), b geringerer Druck, Sieden möglich (Siedewasserreaktor, indirekt, Zwangsumlauf), c der Primärdampf wird direkt in die Turbine geleitet, durch Unterkühlung des Moderators wird Sekundärdampf erzeugt (Siedewasserreaktor, Zweikreisssystem), d der Primärdampf wird direkt in die Turbine geleitet (Siedewasserreaktor, direkt, Naturumlauf).

P. D. Primärdampf, S. D. Sekundärdampf, Sp. W. Speisewasser

Anlagen Dresden und Elk River (USA), Ulanowsk und Ural (UdSSR), Kahl (Deutschland) und Garigliano (Italien).

4,42) Einfacher Kreislauf

Der Reaktor mit *einfachem* Kreislauf (Abb. 37) zeigt ein abnormales Teillastverhalten: Höhere Last bedingt Druckabfall und damit vermehrte Verdampfung, dies führt wiederum zu negativer Reaktivität und verminderter Wärmeleistung, so daß das Regelsystem eingreifen muß. Ist der Dampfblasenkoeffizient zu stark negativ, so können ungedämpfte *Leistungsschwingungen* eintreten [s. 4,41]. Zur Klärung der Stabilitätsverhältnisse wurde in den USA eine ganze Reihe von Experimenten mit den BORAX- und SPERT-Typen gemacht. BORAX I wurde 1954 absichtlich „durchgehen“ gelassen, wobei eine Leistungsspitze von 20 000 MW auftrat. Die Folgen der Explosion gingen nicht wesentlich über die einer gewöhnlichen Dampfkesselexplosion hinaus, insbesondere blieb die radioaktive Verseuchung auf engen Raum begrenzt.

Heute sind die Stabilitätsfragen vollständig geklärt: Es darf nicht mehr als etwa 3 % Reaktivität durch Dampfblasen aufgenommen werden und der Dampf soll nicht mehr als etwa 20 % des Core-Volumens ein-

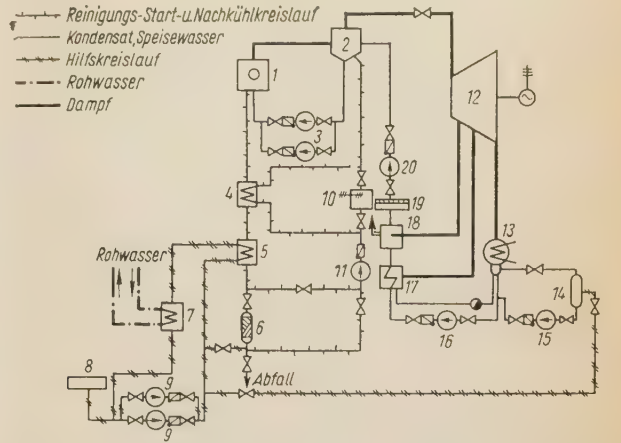


Abb. 37. Kreisläufe eines direktwirkenden Siedewasserreaktors

1 Reaktor, 2 Abscheidetrommel, 3 Umwälzpumpen, 4 Regenerativwärmetauscher, 5 Wärmetauscher, 6 Reinigungsanlage, 7 Wärmetauscher für Hilfskühlwasserpumpen, 8 Behälter für Hilfskühlwasser, 9 Hilfskühlwasserpumpen, 10 Heizvorrichtung, 11 Umwälzpumpe für Starthilfe und Nachkühlung, 12 Turbine, 13 Kondensator, 14 Kondensatorspeicher, 15 Speicherpumpe, 16 Kondensatpumpe, 17 Speisewasservorwärmer, 18 Mischvorwärmer mit Entgasung, 19 Speisewasserbehälter, 20 Speisepumpe

nehmen. Unter diesen Bedingungen zeigt der Siedewasserreaktor ausgezeichnete Stabilität.

Als klassisches Beispiel für einen Siedewasserreaktor mit Zwangsumlauf ist in Abb. 38 der EBWR darge-

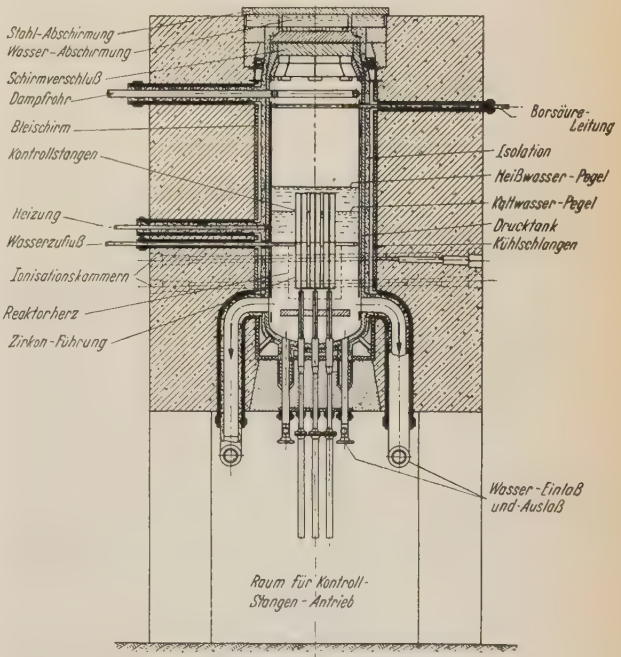


Abb. 38. Schnitt durch einen kleinen Siedewasserreaktor (EBWR)

stellt. Die Wärmeleistung wurde mit 20 MW ausgelegt und konnte inzwischen auf 60 MW gesteigert werden.

Die Brennstoffelemente sind in der Abb. 22 dargestellt. Es sind zwei Typen von Elementen mit verschie-







ges und des Wirkungsgrades der Kühlung aufrechterhalten. Die Abb. 40 zeigt eine Skizze eines amerikanischen OMR. Der Reaktor enthält 63 Brennstoffelemente (s. Abb. 20) mit 1,8 % Anreicherung. Insgesamt sind 120 kg <sup>235</sup>U eingesetzt. Die thermische Leistung beträgt 45 MW. Das Kühlmittel (eine Diphenyl-Terphenyl-Mischung) steht unter einer Stickstoffatmosphäre von 8,4 ata, tritt in die Spaltzone mit 288 °C ein und verläßt sie mit 316 °C. Die Strahlensersetzung des Kühlmittels macht eine laufende Regenerierung und Nachfüllen frischer Flüssigkeit nötig, doch sind die dadurch zusätzlich anfallenden Kosten gering.

Die Brauchbarkeit dieses Reaktortyps ist durch längeren Betrieb des amerikanischen Versuchsreaktors OMRE nachgewiesen. Ein Versuchskraftwerk mit 11 MWe ist bei Piqua (Ohio) in Bau. Wegen seines hohen Sicherheitspotentials und der geringen Anlagekosten ist das Interesse für diesen Typ in der letzten Zeit stark gestiegen und er wurde in den USA unter die aussichtsreichsten Typen der näheren Zukunft einge-  
reicht.

4,52) Vorteile

Der Siedepunkt des Kühlmittels liegt so hoch, daß im Primärkreis nur kleine Drücke erforderlich sind. Das Kühlmittel ist ein guter Moderator, weswegen der Reaktor klein ausfällt. Die Stabilität des Reaktors ist ausgezeichnet. Das Kühlmittel wird kaum radioaktiv, so daß keine Abschirmung des Primärkreises erforderlich ist. Der erreichbare Abbrand ist hoch, das Konversionsverhältnis gut. Es tritt praktisch keine Korrosion auf und es brauchen keine „exotischen“ Materialien verwendet zu werden. Der OMR-Typ hat ein bemerkenswertes Sicherheitspotential, da bei einem Bruch des Primärsystems keine Explosion erfolgt und kaum Aktivität frei wird. Die Anlagekosten sind relativ niedrig.

(4,53) Nachteile

Organische Moderatoren sind gegen Strahlung und hohe Temperaturen empfindlich, indem sich teerartige Polymerisationsprodukte bilden. Dadurch ergeben sich unter Umständen Ablagerungen auf den Heizflächen, die den Wärmeübergang beeinträchtigen. Dem kann man durch Regeneration und Auffrischung des Kühlmittels entgegenwirken, was Kosten verursacht. Die Brennstoffelemente sind teuer — doch betrifft dieser Einwand genauso die Wasser-Reaktoren. Die Wärmeübertragung ist weniger effektiv als bei Verwendung von Wasser.

4,6) Homogene Wasserreaktoren

4,61) Prinzip

Der einfachste Reaktortyp ist wohl der *homogene Lösungsreaktor*, der aus einer Kugel aus rostfreiem Stahl (30 cm Durchmesser), gefüllt mit einer Lösung von hochangereichertem Uranyl-sulfat (UO<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>) in gewöhnlichem Wasser, besteht. Die kritische Masse kann auf rund 600 g <sup>235</sup>U heruntergedrückt werden. Mit einer wasserdurchflossenen Kühlschlange im Innern und einem Ab- und Zuleitungsrohr versehen, wird dieser Typ als *Forschungsreaktor* geringer Leistung (10 kW) verwendet (z. B. Frankfurt). Der Übergang zum *Leistungsreaktor* wird außerordentlich erschwert durch starke *Korrosions-*

*erscheinungen* und beträchtliche Mengen an *Knallgas*, die durch Strahlensersetzung des Wassers entstehen. Außerdem ist es fast unmöglich, mit einem *inneren* Wärmetauscher genügend Energie abzuführen, ohne zuviel Absorbermaterial einzuführen.

An diesem Typ ist ferner die außerordentliche Stabilität bemerkenswert, zurückzuführen auf einen großen *negativen Reaktivitätskoeffizienten* der Temperatur, der bei Verwendung von Schwerwasser 10<sup>-3</sup> pro Grad erreicht.

Besonders verlockend am homogenen Reaktor ist die Möglichkeit, den ganzen Betrieb einschließlich der Brennstofferneuerung *kontinuierlich* durchführen zu können. In den USA hat man den HRT, einen für 10 MW ausgelegten Leistungsprototyp, gebaut (Abb. 41). Als Brennstoff wird etwa 5 kg <sup>235</sup>U als Uranyl-sulfat, gelöst in Schwerwasser, verwendet, wobei diese „Suppe“ durch einen äußeren Kreislauf umgewälzt wird (1 500 l/min), um dort gekühlt zu werden. Die Lösung steht unter 85 at und wird im inneren Reaktorgefäß von 256 auf 300 °C aufgewärmt. Zur Abtrennung und Rekombination des Knallgases sind umfangreiche Apparaturen vorgesehen. Der Reaktor hat kein *Regelsystem*, sondern wird durch Änderung der Spaltstoffkonzentration eingestellt. Wegen der Korrosionsgefahr besteht das innere Reaktorgefäß aus Zirkaloy (schon kurz nach

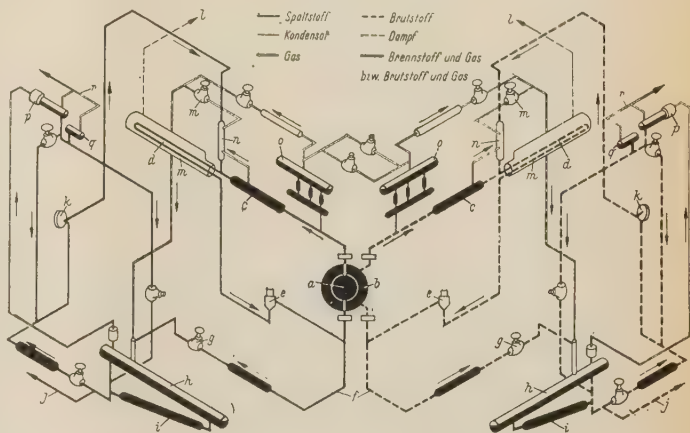


Abb. 41 Fließbild eines homogenen Reaktors

a Kerngefäß, b Hüllgefäß, c Gasabscheider, d Dampferzeuger, e Pumpe, f Entleerleitung, g Entleerventil, h Ablassgefäß, i Verdampfer, j zum Vorratsgefäß, k Speisepumpe, l Dampf, m Kondensat, n Druckminderungswärmetauscher, o Druckerzeuger, p Rekombination und Kondensation, q Kühlfalle, r Abgas

Inbetriebnahme trat ein Leck auf); hochbeanspruchte Teile sind mit Titan ausgekleidet.

Der aktive Teil des Reaktors wird von einem *Brutmantel* umschlossen, der ein eigenes Zirkulationssystem besitzt. Gegenwärtig zirkuliert man D<sub>2</sub>O. Später soll dort eine Thoriumoxyd-Aufschlammung in D<sub>2</sub>O umgewälzt werden, um den Reaktor als thermischen *Brüter* zu betreiben.

4,62) Vorteile

Dieser Typ zeichnet sich durch einfache Konstruktion und die Möglichkeit kontinuierlichen Betriebs aus. Während des Betriebs kann der Brennstoff kontinuierlich aufgefrischt und Spaltprodukte und Neutronengifte entfernt werden. Der Brennstoff erleidet keine Strahlungsschäden. Die Wärmeabfuhr ist einfach. Der Reaktor ist inhärent stabil und braucht keine Regelorgane. Die Verwendung als Brüter ist möglich.



## 4,63) Nachteile

Die Brennstofflösung ist äußerst korrosiv. Da sie auch außerhalb der aktiven Zone zirkuliert, muß der Kreislauf absolut dicht und gut abgeschirmt sein. Die Wärmeabfuhr leidet unter den allgemeinen Beschränkungen des Druckwassersystems. Die entstehenden radiolytischen Gase müssen ohne Explosionsmöglichkeit abgeführt und rekombiniert werden. Der Reaktor muß mit einer an Ort und Stelle befindlichen Wiederaufarbeitungsanlage verbunden sein. Die Betriebskosten sind hoch.

## 4,7) Wasser-Graphitreaktor, Natrium-Graphitreaktor

## 4,71) Wasser-Graphitreaktor

Die Vorteile des Natururan-Graphitreaktors legen es nahe, diesen Typ mit verbesserter Wärmeabfuhr durch Wasser oder Flüssigmetall auszuführen. Die erste Möglichkeit wurde bei dem ersten sowjetischen Kernkraftwerk ausgenutzt, dessen in Stahl gekleidete Brennstoff-

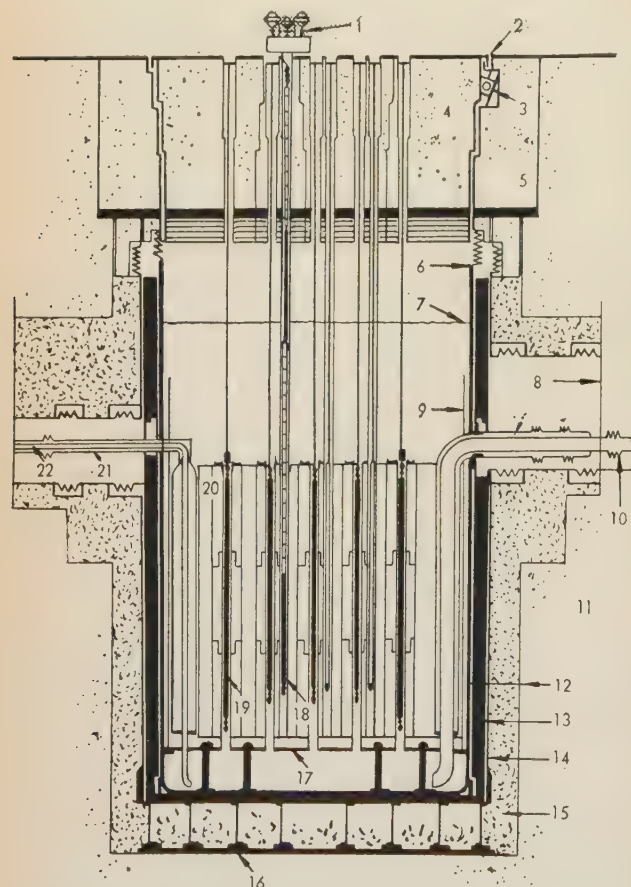


Abb. 42. Schnitt durch einen Natrium-Graphit-Reaktor (SRE)

1 Trimmstabantrieb, 2 Deckelabdichtung, 3 Stützlager des Deckels, 4 drehbarer Abschirmdeckel, 5 ringförmige Abschirmung, 6 Faltenbälge, 7 Pegel des flüssigen Natriums, 8 Abdeckung, 9 innere Auskleidung, 10 Natriumeintritt, 11 biologischer Schirm, 12 Kerntank des Reaktors, 13 Wärmeschirm, 14 Außentank, 15 Wärmeisolierung, 16 Grundplatte, 17 innere Stützplatte für die Spaltstoffelemente, 18 Trimm- bzw. Regelstab, 19 Spaltstoffelement, 20 Moderatorblock in Zirkoniumkleidung, 21 Meß- und Kontrolluhr, 22 Natriumhilfseinlaß

elemente einzeln von Wasser durchströmt werden, wobei neuerdings sogar Sieden zugelassen ist. Die Belastung des Neutronenhaushalts mit Stahl mußte allerdings durch 5prozentige Anreicherung erkaufte werden. Der Reaktor leistet 5 MWe.

## 4,72) Natrium-Graphitreaktor

Einem mit flüssigem Natrium gekühlten Graphitreaktor (SRE) zeigt Abb. 42. Hier ist es gelungen, mit nur 2,8% Anreicherung auszukommen. Der Reaktorkern besteht aus sechseckigen Graphitblöcken von etwa 3 m Höhe, deren jeder eine Bohrung besitzt. In den Bohrungen hängen die Brennstoffelemente, deren jedes aus sieben Stäben in Stahlhülse besteht. Der Graphit ist mit Zirkonblech vor dem Natrium geschützt. Das Natrium wird im Reaktor von 260 auf 515 °C aufgewärmt. An den stark aktiven Primärkreislauf schließt ein Sekundärkreislauf, ebenfalls mit Natrium, an. Erst im dritten Kreislauf wird Dampf erzeugt. Der Reaktor liefert 21 MW Wärme. Im SRE-Reaktor kam es zum Schmelzen einiger Brennstoffelemente, weil organische Substanz von einer Pumpendichtung in den Kreislauf eindrang und zum Verstopfen von Kühlkanälen führte. Zur Zeit ist eine größere Anlage mit 76 MWe in Hallam (USA) in Bau.

## 4,73) Vorteile

Es können hohe Temperaturen und damit hohe Wirkungsgrade ohne Überdruck erzeugt werden. Die Wärmeübertragungseigenschaften sind ausgezeichnet. Die Korrosion ist gering. Konversion und Abbrand sind beträchtlich.

Nicht uninteressant ist auch die Brennstofffrage. Man wird in Zukunft bei der Wiederverwendung von aufgearbeitetem Brennstoff mit aktiven Plutoniumisotopen rechnen müssen, die u. U. die Benützung fernbedienter Maschinen erfordern. Es wird dann nicht einfach sein, Brennstofftabletten mit genauen Abmessungen herzustellen. Eine Vereinfachung und Verbilligung ließe sich bei Verwendung von Urankarbid-Tabletten erzielen, die nicht zu genau bearbeitet sind und in Hülsen mit Na-K-Zwischenschicht gefüllt werden. Das Urankarbid ist ein guter Wärmeleiter, die Zwischenschicht sorgt für gute Wärmeabfuhr zur Hülse.

## 4,74) Nachteile

Natrium reagiert heftig mit Wasser und Luft, weswegen kostspielige Maßnahmen (Spezialpumpen, Dichtungen, Doppelrohre usw.) getroffen werden müssen, um diesen Kontakt zu verhindern. Der Graphit muß vor Natrium geschützt werden. Die Wärmespannungen sind außerordentlich hoch. Das „Einfrieren“ des Kühlsystems muß verhindert werden. Natrium wird im Reaktor aktiv, daher Abschirmung des Primärkreislaufes erforderlich.

## 4,8) Flüssigmetall-Reaktoren

## 4,81) Prinzip

Dieser Typ hat eine gewisse Ähnlichkeit mit dem Natrium-Graphitreaktor, wobei allerdings keine festen Brennstoffelemente verwendet werden, sondern eine flüssige Legierung von Brennstoff mit einem Kühlmetall, die durch die Bohrungen eines Graphitblocks gepumpt wird. In einem äußeren Kreislauf wird die Wärme über Wärmetauscher an einen Sekundärkreis abgegeben. Das in Abb. 43 dargestellte LMFR-Projekt soll mit einer Legierung von Wismut mit geringem Prozentsatz <sup>233</sup>U arbeiten und eine thermische Leistung von 560 MW abgeben. Das Flüssigmetall (25 m³) soll mit einer Ge-



schwindigkeit von 3,3 m/s umgewälzt und im Reaktor von 400 auf 550 °C aufgeheizt werden. Der Reaktor soll als thermischer Brüter arbeiten. Durch den Brut-

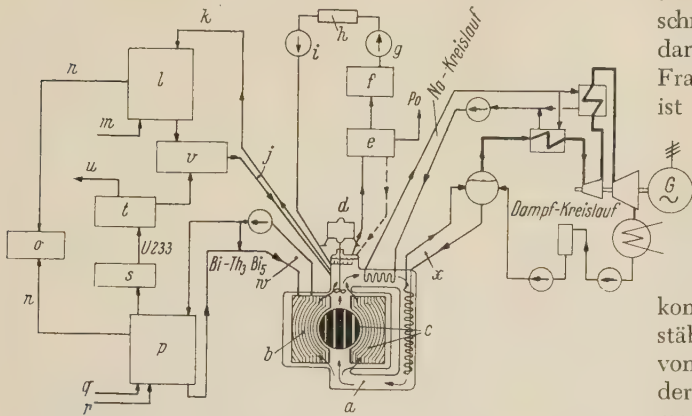


Abb. 43. Schema eines Flüssigmetallreaktors (LMFR)  
a Bi-<sup>233</sup>U-Spaltstoff, b Th<sub>3</sub>Bi<sub>5</sub>-Bi-Bruthülle, c Graphitmoderator, d Pumpe, e Bi-Po-Falle, f Xenon-Falle, g Vakuumpumpe, h Behälter für radioaktives Gas, i Pumpe, j Spaltstoff, k Bi-<sup>233</sup>U und Spaltprodukte, l Spaltstoffbehandlung, m Salz, n Salz und Spaltprodukte, o Abfallagerung, p Brutstoffaufbereitung, q Salz, r Th, s Zwischenlagerung (<sup>233</sup>Pu), t <sup>233</sup>U-Lagerung, u <sup>233</sup>U-Überschuß, v U-Konzentrationsregelung, w Bi-Th<sub>3</sub>Bi<sub>5</sub>-Brutstoff, x Dampf und Wasser

mantel wird eine Suspension von Th<sub>5</sub>Bi<sub>3</sub> in Bi (insgesamt 231 t) gepumpt werden. Es wird ein Brutfaktor von 1,05 erwartet.

4,82) Vorteile

Das gewählte Flüssigmetall erlaubt hohe Temperaturen, ohne daß der Primärkreis unter Druck zu arbeiten braucht. Die Wärmeübertragung ist ausgezeichnet (Leitung vorherrschend). Die Anlage kann in jeder Beziehung kontinuierlich arbeiten: Brennstoffauffrischung, Entfernung von Spaltprodukten. Ein stark negativer Temperaturkoeffizient macht den Reaktor inhärent stabil. Hoher Abbrand ist erreichbar. Produktion von neuem Spaltstoff im Brutmantel übertrifft den Abbrand (echter thermischer Brüter). Geringe Korrosionsprobleme. Wismut ist mit Wasser, Luft und Graphit verträglich.

4,83) Nachteile

Der äußere Kreislauf ist aktiv und enthält große Mengen Spaltstoff. Absolute Dichtheit und Abschirmung sind erforderlich. Bei kleiner kritischer Masse ist großer Einsatz von Spaltstoff nötig. Uran ist in Wismut nur wenig löslich, daher angereicherter Brennstoff nötig. Hoher Leistungsbedarf für Pumpen. Beträchtliche Wärmespannungen. Gefahr des „Einfrierens“, wobei sich Wismut ausdehnt. Erosion und Massentransport im Kreislauf sind erheblich.

4,9) Schnelle Reaktoren

4,91) Prinzip

Das hohe Konversionsverhältnis (bis ≈ 2), das sich von Reaktoren mit schnellen Neutronen und <sup>238</sup>U-<sup>239</sup>Pu-Zyklus erhoffen läßt, bedingt, daß man dieser für die Zukunft bedeutsamen Reaktortype große Aufmerksamkeit zugewendet hat, obwohl sich beim Bau schneller Reaktoren außergewöhnliche Materialprobleme ergeben.

Ist schon Uran ein Werkstoff, dessen Verhalten im Temperatur- und Neutronenfeld große Schwierigkeiten aufwirft, so trifft dies noch in viel bedeutenderem Maße auf Plutonium zu. Als Kühlung kommen für den schnellen Reaktor, der ja keinen Moderator enthalten darf, nur Stoffe mittleren und hohen Atomgewichts in Frage. Wegen der erforderlichen hohen Anreicherung ist der Reaktorkern klein und die Wärmeabfuhr schwierig. Es können nur Flüssigmetalle verwendet werden. Die Regelung des schnellen Reaktors ist nicht einfach. Der Temperaturkoeffizient kann nicht immer für alle auftretenden Temperaturen negativ gemacht werden. Da die Absorptionsquerschnitte für schnelle Neutronen klein sind, kommt man bei der Reaktorsteuerung mit Absorberstäben nicht aus, sondern muß größere Massen (Blöcke von Spaltstoff- oder Brutstoffelementen) bewegen. Auf der anderen Seite ist man in der Wahl von Strukturmaterialien nicht sehr beschränkt und kann z.B. Edelstahl verwenden.

In Abb. 44 ist als Beispiel der schnelle Reaktor in Dounreay (Schottland) dargestellt. Er arbeitet zunächst mit 40% angereichertem Uran. In der Spaltzone sind 350 stahlbekleidete Stäbe im Gesamtgewicht von 1 t eingesetzt. Die sehr kleine Spaltzone (53 cm Durchmesser) ist von einem Brutmantel aus 65 t Natururan (ebenfalls Stäbe in Stahlhüllen) umgeben. Man erhofft einen Konversionsfaktor von 1,7. Der Reaktor ist für 60 MW Wärmeleistung ausgelegt. Zur Steuerung können 25% der Spaltstoffelemente in der Längsrichtung aus der Spaltzone geschoben werden. Die Kühlung erfolgt durch eine Na-K-Legierung (70/30), die im Reaktor von 200 auf 350 °C aufgewärmt wird. Der Durchsatz beträgt 37 800 l/min.

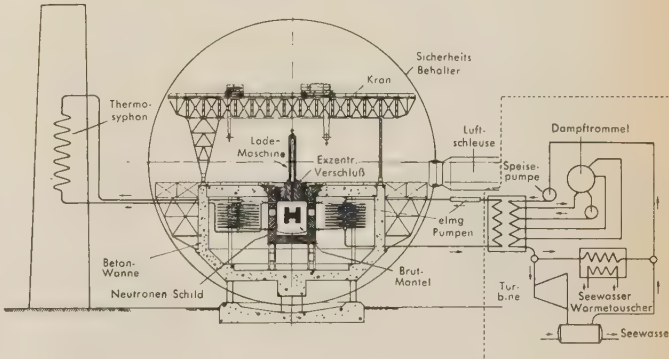


Abb. 44. Schneller Reaktor in Dounreay (FRED), Schnitt durch Sicherheitsbehälter und Reaktor

Die Abb. 45 zeigt den schnellen Reaktor des Enrico-Fermi-Kernkraftwerkes (USA), das bei einer Kühlmittel-Austrittstemperatur von 430 °C rund 100 MWe erzeugen wird.

4,92) Vorteile

Die Spaltzone ist sehr klein, hohe Leistungsdichten sind erreichbar. Die Vorteile der Flüssigmetallkühlung kommen voll zur Geltung. Es läßt sich ein hoher Abbrand erzielen.

Im Brutmantel wird mehr Spaltstoff erzeugt, als in der Spaltzone verbraucht (echter schneller Brüter). Wegen der kleinen Absorptionsquerschnitte für schnelle Neutronen sind viele Strukturmaterialien zulässig und die Vergiftung spielt keine Rolle.







(Pb), billiger auch in hinreichend dicken Wasser- oder Betonschichten.

Durch die Strahlungsabsorption entsteht im Schild Wärme, für deren Abfluß gesorgt sein muß.

#### 5,4) Strahlenüberwachung

Anlagen, in denen sich Strahlenquellen befinden, sowie die nähere und fernere Umgebung, werden durch Strahlenmeßgeräte (Monitore) ständig bzw. stichprobenmäßig überwacht. Hinzu kommt noch eine Personenüberwachung für die in der Anlage Tätigen (Taschendosimeter, Filmplakette, Torkontrolle).

Auf diese Weise wird von vornherein eine Gefährdung der Menschen ausgeschlossen — die Kernindustrie zählt in der Tat zu den unfallsichersten Industriezweigen. Die hohen Kosten der Kernenergie sind nicht zuletzt auf die außerordentlichen Kosten der Sicherheitsmaßnahmen zurückzuführen, die klassischen Industriezweigen (z. B. Chemieabwässer) nicht in diesem Umfang auferlegt wurden.

#### 5,5) Sicherheitsforderungen

Der Kernreaktor stellt eine außerordentlich starke radioaktive Strahlenquelle dar. Es muß daher Vorsorge getroffen werden, daß Aktivität nicht unkontrolliert austreten und die Umgebung gefährden kann. Dies ist zunächst ein Konstruktions- und Betriebsproblem: die Kreisläufe müssen absolut dicht und mit entsprechenden Sicherheitszuschlägen ausgeführt sein. Ein spezielles elektronisches *Sicherheitssystem* muß die Bedienung des Reaktors „narrensicher“ gestalten. Es muß so beschaffen sein (Zwei- von Drei-Schaltung, Ruhestrom-System), daß eine Störung des Sicherheitssystems selbst zur Abschaltung des Reaktors führt [s. 2,402]. Das Sicherheitssystem muß insbesondere gefährliche Reaktivitätsschwankungen und damit verbundene Leistungsüberschläge verhindern, die zur Beschädigung von Brennstoffelementen, Bruch von Gefäßen usw. führen können. Durch Strahlenüberwachung muß jede Schädigung des Betriebspersonals verhindert werden.

Hinzu kommen Forderungen für die Sicherheit der Umgebung, die u. U. den Einbau des Reaktors in einen *Sicherheitsbehälter* erforderlich machen.

#### 5,6) Sicherheitsbericht

Ist die Grundlage des Genehmigungsverfahrens für Reaktoranlagen. Der Sicherheitsbericht beschreibt die Anlage im Hinblick auf innere und äußere Sicherheit und umfaßt sämtliches, den Standort kennzeichnendes (geologisches, hydrologisches, seismologisches, demographisches, meteorologisches usw.) Beweismaterial.

Er geht von einem hypothetischen „*maximal glaubhaften Unfall*“ (z. B. Explosion des Kessels mit Versagen der Notkühlung) und u. U. auch von einem „*maximal denkbaren Unfall*“ (z. B. Meteoreinschlag, Kriegsaktionen) aus und hat an Hand der vorgesehenen Sicherheitsmaßnahmen nachzuweisen, daß dabei kein Schaden für die Umgebung entstehen kann bzw. den Umfang des denkbaren Schadens zu bestimmen.

#### 6) Stand der Fusionsforschung

Während die mit Kernspaltung arbeitenden Reaktoren heute weitgehend eine Sache des Ingenieurs geworden sind, steht die Erforschung der Kernverschmel-

zungen erst ganz am Anfang. Man hofft, daß man in etwa zehn Jahren weiß, ob man auf diese Weise überhaupt Energie gewinnen kann, und in zwanzig Jahren, ob sie sich in technisch und ökonomisch brauchbarer Form gewinnen läßt. Die bis dahin zu überwindenden Schwierigkeiten sind außergewöhnlich groß.

#### 6,1) Physikalische Bedingungen

##### 6,11) Beschleuniger

Die in 1,306) aufgezählten Fusionsreaktionen treten nur dann ein, wenn die Wasserstoffkerne (D oder T) mit genügender Energie gegeneinander gejagt werden, um die elektrische Abstoßung der Kernladungen zu überwinden. Diese Energien können heute bereits mit einfachen *Teilchenbeschleunigern* erzeugt werden, doch kann auf diese Weise Energie nicht gewonnen werden: Beschießt man einen D-haltigen Stoff mit Deuteronen, so wird fast die ganze Energie der Geschoße in den Elektronenhüllen der Zielatome zerstreut, so daß nur ein winziger Bruchteil Fusionen eingehen kann. Es hat auch wenig Sinn, Deuterium-Ionen gegeneinanderzujagen, da die heute erreichbaren Strahldichten hoffnungslos klein sind.

##### 6,12) Thermonukleare Reaktionen

Soviel man heute weiß, dürfte ein gangbarer Weg darin bestehen, daß man ein Gas aus schwerem Wasserstoff auf Hunderte Millionen von Grad erhitzt. In diesem Fall sind die Elektronen vom Kern gelöst und dieser ist für Fusionen frei. Außerdem ist die *mittlere Wärmebewegung* der Kerne so groß, daß sie zur Überwindung der elektrischen Abstoßung der Kernladungen ausreicht. In diesem Fall spricht man (im Gegensatz zu den schon seit Jahrzehnten im Laboratorium erzeugten Beschleunigerfusionen) von *thermonuklearen Reaktionen*.

##### 6,13) Plasma

nennt man den „vierten Aggregatzustand“ der Materie, der für die Sternatmosphären charakteristisch ist. Bei sehr hohen Temperaturen sind die Elektronen nicht mehr an einen bestimmten Kern gebunden, sondern Elektronen und Kerne bilden ein praktisch homogenes und nach außen neutrales Gemisch. Das Plasma ist ein ausgezeichnete elektrischer Leiter. Es tritt mit äußeren elektrischen und magnetischen Feldern in lebhaft Wechselwirkung, die von der *Magneto-Hydrodynamik* studiert wird.

##### 6,14) Mindesttemperatur

Ein Plasma, in dem thermonukleare Reaktionen auftreten, verliert nach außen einen beträchtlichen Teil der entstehenden Energie, und zwar erstens durch abwandernde Neutronen, für die es kein „Gefäß“ gibt, zweitens durch Röntgenstrahlen. Erst bei einer gewissen Mindesttemperatur ist der Energiegewinn im Innern des Plasmas größer als die Abstrahlung nach außen. Diese Mindesttemperatur für einen „Fusionsreaktor“ beträgt rund 50 Millionen Grad für die TD-Reaktion und gegen 400 Millionen Grad für die DD-Reaktion.

##### 6,15) Teilchendichten

Das Plasma muß eine verhältnismäßig sehr kleine Dichte von rund  $10^{15}$  Teilchen pro  $\text{cm}^3$  besitzen. Ist sie wesentlich kleiner, so ist die Energieausbeute technisch



uninteressant, ist sie etwa so groß wie die Teilchendichte der atmosphärischen Luft, so ergeben sich gigantische Leistungsdichten (wie bei einer H-Bombenexplosion).

### 6,16) Reaktionsdauer

Die Kerne im Plasma erleiden zwar in der Zeiteinheit außerordentlich viele Stöße mit anderen Kernen, doch sind die meisten Stöße Streuungen und nur wenige führen zur Verschmelzung. Ein Plasma der oben angegebenen Dichte muß daher mindestens einige Sekunden lang existieren, damit sich eine brauchbare Reaktionsrate ergibt.

### 6,17) Reinheit

Bei Verunreinigungen mit schweren Elementen verliert das Plasma außerordentlich viel Energie durch Strahlung. Es muß daher äußerst rein sein. Jede Berührung des heißen Plasmas mit den Wänden des Reaktionsgefäßes ist schädlich.

## 6,2) Behälterfrage, Haupttypen von Fusionsmaschinen

### 6,21) Einschließung des Plasmas

Ein Hauptproblem der Fusionsforschung besteht in der Einschließung des Plasmas (das Drücke von einigen 1 000 at ausüben kann) in ein Gefäß. Materielle Gefäßwände scheiden aus. Vermutlich werden durch *magnetische Felder* gebildete „Gefäßwände“ zum Erfolg führen.

### 6,22) Pinch-Effekt

Es ist bekannt, daß parallele elektrische Ströme einander anziehen. Dies beruht auf dem magnetischen Druck, den die die Ströme umgebenden Kraftlinien auf diese ausüben. Läßt man durch eine Plasmasäule einen starken elektrischen Strom gehen, so tritt der *Pinch-Effekt* ein: Die Säule zieht sich auf dünnere Radien zusammen. Das Plasma ist auf diese Weise in einer magnetischen Röhre eingefangen.

### 6,23) Instabilität

Der reine Pinch-Effekt ist leider unbrauchbar, da er extrem instabil ist: Die Säule neigt zum „Knicken“ und existiert nur einige  $10^{-8}$  s. Man hat gefunden, daß der Pinch-Effekt stabilisiert werden kann, wenn man dem sich zusammenziehenden Plasma Gelegenheit gibt, ein axiales Magnetfeld zu „absorbieren“, das als eine Art Rückgrat fungiert.

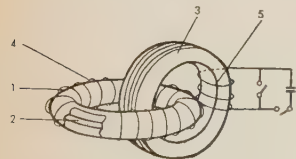


Abb. 46. Schema der stabilisierten Pinch-Maschine ZETA

1 Aluminium-Torus, 2 Plasmafaden, 3 Magnetring, 4 Stabilisierungswicklung, 5 Primärwicklung

Aluminium (3 m Durchmesser) befindet sich Deuterium. Wird die Kondensatorenbatterie ( $5 \cdot 10^6$  Joule) momentan über die Primärwicklung 5 entladen, so wird über den Eisenkern 3 im Torus ein Stromstoß erzeugt, es entsteht eine heiße Plasmasäule 2, die gewissermaßen als Sekundärwicklung eines Transformators fungiert.

### 6,24) Stabilisierte Pinch-Maschinen

Unter Beachtung dieser Möglichkeit wurden zahlreiche Maschinen gebaut, die mit stabilisiertem Pinch arbeiten. Ein markantes Beispiel ist die in Abb. 46 dargestellte britische ZETA-Maschine. Im Torus 1 aus

Durch die Wirkung des Pinch-Effektes zieht sich die Säule zusammen und hebt sich von der Gefäßwand ab, wobei sie sich weiter erhitzt. Die Wicklung 4 erzeugt ein axiales Stabilisierungsfeld im Torus. ZETA hat rund 5 Millionen Grad erreicht, die Plasmasäule hatte eine Lebensdauer von  $5 \cdot 10^{-3}$  s und es entstanden Neutronen. Entgegen den ersten Meldungen erwiesen sich diese jedoch nicht als thermonuklearen Ursprungs.

### 6,25) Stellarator

Einen ganz anderen Weg verfolgt man mit dem in Kalifornien entwickelten *Stellarator*-Gerät (Abb. 47). In einem Rohr wird ein stationäres axiales Magnetfeld erzeugt, welches ein Plasma im Rohr zusammenhalten soll. Damit die Plasmateilchen nicht quer zu den Feldlinien an die Rohrwand wandern, erwies es sich als notwendig, die magnetischen Kraftlinien zu „verdrillen“. Dies konnte u.a. durch eine Verdrehung des Rohres erreicht werden. Die Aufheizung des Plasmas erfolgt entweder durch *magnetisches Pumpen* mit Hilfe einer (in der Abbildung rechts dargestellten, mit Wechselspannung beaufschlagten) Spule oder aber durch *ohmsches Heizen*, indem über den links dargestellten Eisenkern ähnlich wie bei ZETA Spannungstöße im Plasma induziert werden. Auch mit dem Stellarator konnten Neutronen (nicht thermonuklearen Ursprungs) produziert werden.

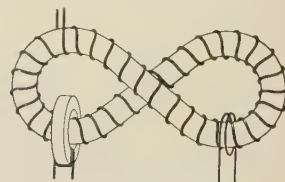


Abb. 47. Schema des Stellarators (verdrillte Ausföhrung)

Rechts die Wicklung für das magnetische Pumpen, links der Stoßtransformator für das ohmsche Heizen

### 6,26) Magnetische Falle (Flasche)

nennt man eine andere Möglichkeit, das Plasma einzuschließen. Man verwendet dazu zwei Magnetspulen, die nach Abb. 48 ein rotationssymmetrisches Magnetfeld erzeugen, das an den Enden eingeschnürt ist. Teilchen, die senkrecht zu den Feldlinien laufen, müssen sich auf Kreisen um die Feldlinien bewegen und sind dadurch gefangen. Teilchen, die schräg zu den Linien laufen, umschrauben sie, werden aber zum größten Teil von den Feldverstärkungen an den Enden des Geräts wieder ins Innere zurückreflektiert (Spiegelmaschine). Das Aufheizen kann dadurch erfolgen, daß man das Feld plötzlich verstärkt, wodurch das Plasma komprimiert wird. Man kann aber auch sehr energiereiche Teilchen von außen in die Falle einschließen.

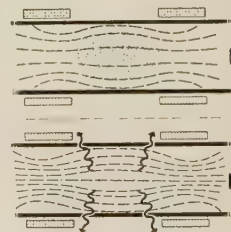


Abb. 48. Schema einer magnetischen Falle

Oberes Bild: durch Einschließen schneller Teilchen wird im Magnetfeld ein Plasma aufgebaut. Unteres Bild: plötzliches Verstärken des Feldes komprimiert das Plasma und steigert seine Temperatur

### 6,27) Sonstige Geräte

Außer den geschilderten Haupttypen wurde auf der II. Genfer Konferenz (1958) noch eine Anzahl anderer interessanter Geräte gezeigt und beschrieben, auf deren Schilderung aus Platzmangel verzichtet werden muß.



6,28) Stand der Fusionsforschung

wird am besten durch Gegenüberstellung des Geforderten und des Erreichten illustriert:

Tabelle XIII.		
	Gefordert	Erreicht
Temperatur .....	$4 \cdot 10^8 \text{ }^\circ\text{K}$	$1 \cdot 10^7 \text{ }^\circ\text{K}$
Lebensdauer .....	1 ... 10 s	$5 \cdot 10^{-3}$
Neutronen pro Stoß ..	$10^{12} \dots 10^{15}$	$10^8$

Man erkennt klar, daß wir erst ganz an den Anfängen stehen und daß der Spaltungsreaktor auf längere Sicht nicht durch den Fusionsreaktor verdrängt werden wird, wenn dieser überhaupt geschaffen werden kann.

6,29) Vorteile der Fusion

Die voraussichtlichen Vorteile der Fusion sind jedoch ein Ansporn, sich vorausschauend aktiv damit zu befassen: unbegrenzte Brennstoffvorräte, geringe spezifische Kosten des Brennstoffs, keine hoch radioaktiven Abfälle, Möglichkeit, einen Teil der Fusionsenergie direkt in Elektrizität zu verwandeln.

7) Kernenergie in Europa und in Österreich

7,1) Aussichten der Kernenergie in Europa

Die erste Genfer Kernenergiekonferenz (1955) löste in Europa offenkundig übertriebene Erwartungen in Hinblick auf die Kosten des in Kernenergieanlagen hergestellten Stromes aus. Die Suez-Krise führte überdies zu einer stark pessimistischen Einschätzung der Versorgungsmöglichkeiten mit fossilen Brennstoffen. Verschiedene Länder — insbesondere Großbritannien — entwickelten aus diesem Grunde weitgespannte Kernenergieprogramme, mit dem Ziel, in kurzer Zeit einen nicht unerheblichen Teil der Energieversorgung auf Kernkraft umzustellen. Man entschloß sich, einen einfachen Reaktortyp (gasgekühlt, mittlere Temperaturen) mit leicht zugänglichen Rohstoffen (Natururan) zu forcieren und kam, in dem Bestreben, die Stromkosten herabzusetzen, bald zu riesigen Anlagen in der Größenordnung von 500 MWe.

Mittlerweile wurde klar, daß die Versorgung mit fossilen Brennstoffen noch nicht so kritisch ist, wie vermutet (Kohlenkrise), und daß sich konkurrenzfähige Strompreise nicht so schnell erreichen lassen. Der übertriebene Optimismus machte vorübergehend übertriebenem Pessimismus Platz. Heute neigt man einer realistischen Auffassung zu. In diesem Sinne hat z. B. Großbritannien sein Programm dahingehend gekürzt, daß bis auf weiteres nur mehr ein Großkraftwerk pro Jahr in Auftrag gegeben wird — man muß jedoch bedenken, daß auch dieses gekürzte Programm mit einem Jahreszuwachs von 500 MWe (fast zweimal soviel wie die Leistung des Kraftwerkes Ybbs-Persenbeug) sehr bemerkenswert ist und der britischen Industrie Gelegenheit gibt, einen außerordentlichen Erfahrungsvorsprung zu gewinnen und zu halten.

Die Tendenz geht gegenwärtig dahin, zwar ein beschränktes Programm der Errichtung von Großkraftwerken beizubehalten, gleichzeitig jedoch zahlreiche mittlere Kraftwerke in Angriff zu nehmen, um damit Entwicklungsarbeit in Richtung auf konkurrenzfähige

Kraftwerke zu treiben [s. 4,110)]. Ein Überblick über die im Betrieb oder im Bau befindlichen und die definitiv bestellten Kernkraftwerke (Tab. XIV) zeigt, daß Ende 1965 Kernkraftwerke mit insgesamt zumindest 4 500 MWe arbeiten werden. Über weitere 2 000 MWe laufen Verhandlungen. Es sind also für Ende 1965 etwa 6 bis 7 GWe an installierter Leistung zu erwarten, die etwa 5% der zu diesem Zeitpunkt in Europa (OECE-Bereich) erzeugten Elektroenergie produzieren werden. Diese Kraftwerke erfordern (inklusive der ersten Brennstoffausstattung) Investitionen in der Größenordnung von 3 Mia Dollar. Man erkennt, daß der europäische Kernenergiemarkt schon heute größte Beachtung verdient.

Tabelle XIV. Europäische Kernenergievorhaben (in MWe) bis 1965

Land	Definitiv			Geplant
	Im Betrieb	Im Bau	Bestellt	
Belgien .....		11,5		150
Deutschland (BR) ..		15	15	500
Frankreich .....	50	260	400	400
Großbritannien ..	284	1 940	1 050	1 800
Italien .....		350	135	
Norwegen .....	5	5		
Schweden .....		10		150
Schweiz .....				10
Spanien .....				30
Insgesamt .....	339	2 591,5	1 600	2 030

Es ist verständlicherweise schwer, über 1965 hinaus Voraussagen zu machen. Man nimmt an, daß bis 1975 zwischen 10 und 35 GWe in Kernenergieanlagen installiert werden. Es wird ferner erwartet, daß einzelne Kernkraftwerkstypen bis Ende dieses Jahrzehnts auf dem europäischen Markt konkurrenzfähig sein werden [s. 4,110)].

Tabelle XV. Jahresausgaben für Kernenergievorhaben pro Kopf der Bevölkerung (in öS)

Land	Ausgabe
USA .....	353
Großbritannien .....	155
Frankreich .....	116
Schweden .....	116
Kanada .....	54
Dänemark .....	35
BRD .....	32
Italien .....	30
Jugoslawien .....	23
Schweiz .....	21
Holland .....	20
Japan .....	13
Österreich .....	7

Die großen und auch eine Reihe von kleineren Industrieländern haben begriffen, daß sie sich — wenn auch unter Opfern — unbedingt in die Kernenergieentwicklung einschalten müssen, wenn sie im Konkurrenzkampf bestehen wollen. Im Augenblick steht noch nicht die Energieerzeugung im Vordergrund, sondern der Erfahrungs- und Prestigegewinn, den die Beschäftigung mit dem modernsten Energieträger mit sich



bringt. Man ist sich allgemein klar darüber, daß ein Land, das sich heute nicht ernstlich mit Kernenergie beschäftigt, in kurzer Zeit aus der Reihe der modernen Industrieländer ausgeschieden sein wird. Die Tab. XV bringt zum Vergleich die Jahresausgaben für Kernenergievorhaben pro Kopf der Bevölkerung. Dabei ist zu bemerken, daß der gleiche Pro-Kopf-Betrag bei Ländern mit größerer Bevölkerungszahl mehr „ausgibt“.

### 7,2) Wasserkräfte in Österreich

Von den etwa 43 TWh Jahresarbeit, welche die reichlichen österreichischen Wasserkräfte zu leisten imstande wären, sind weniger als ein Drittel ausgebaut. Es fragt sich daher, ob es überhaupt erforderlich ist, sich vom Standpunkt der Stromversorgung aus für die Kernenergie zu interessieren. Das Wasserdargebot in Österreich ist allerdings sehr unregelmäßig (Mangel im Winter, zur Zeit größten Bedarfs; Überschuß im Sommer). Zum Ausgleich ist es erforderlich, etwa 20% des Bedarfs durch kalorische Kraftwerke zu decken.

### 7,3) Kohlen- und Wasserkraftwerke

Die Kapitalkosten für Kohlen- und Wasserkraftwerke in Österreich sowie die ungefähren Stromkosten sind in Tab. XVI zusammengestellt.

Die österreichischen Kohlenreserven können allerdings nur den Verbrauch der in den nächsten 7... 8 Jahren zu bauenden Kraftwerke decken. Der weitere Zuwachs müßte auf Importkohle basieren. Da man erwartet, daß innerhalb der nächsten Dekade die Kernkraftwerke erstens ihre industrielle Bewährung eindeutig erweisen werden und zweitens zumindest mit Kraftwerken, die mit Importkohle arbeiten, konkurrieren können, folgt, daß auch Österreich den Fragen der Kernenergie große Aufmerksamkeit zuwenden muß. Es wäre jedoch verfehlt, die Zeit, bis ein Großkraftwerk allein vom Elektrizitätswirtschaftlichen Standpunkt spruchreif wird, ungenützt verstreichen zu lassen: in der Zwischenzeit dürfte es zweckmäßig sein, ein kleines Versuchskernkraftwerk zu bauen, an dessen Projektierung österreichische Fachkräfte mitarbeiten können und dessen Komponenten soweit wie möglich von der einheimischen Industrie geliefert werden. Elektrizitätswirtschaft und Industrie könnten damit reiche, auf anderem Wege nicht beschaffbare Erfahrungen sammeln.

Tabelle XVI. Kostenvergleich

Kraftwerkstyp	Kapitalkosten		Stromkosten Gr/kWh
	öS/kW	öS/kWh Jahresarbeit	
Kohle .....	3... 4 500	1	30 <sup>1)</sup>
Fluß .....	7... 13 000	2	20
Speicher .....	8... 12 000	4... 5	40

<sup>1)</sup> Bei 4 000 Betriebsstunden im Jahr.

### 7,4) Wissenschaftliche Voraussetzungen

Österreich hat in der Vergangenheit auf dem Gebiet der Atomtheorie und auch speziell auf dem der Atomkernspaltung eine Reihe von bedeutenden Persönlichkeiten hervorgebracht (BOLTZMANN, LOSCHMIDT, HASENÖRL, HESS, SCHRÖDINGER, PAULI, MEITNER, FRISCH u. v. a.). Durch den Krieg ist der Abstand zu den führenden Ländern außerordentlich groß geworden, so daß gegenwärtig eine solide Ausbildung nur mit großen Kosten im Ausland erworben werden kann. Dazu kommt, daß alle die Kernenergie betreffenden Einrichtungen enorm teuer sind und daß bei den Atomgroßmächten z. T. aus militärischen Erwägungen Milliardenbudgets zur Verfügung stehen. Gleichwohl ist an den Hochschulen, in den

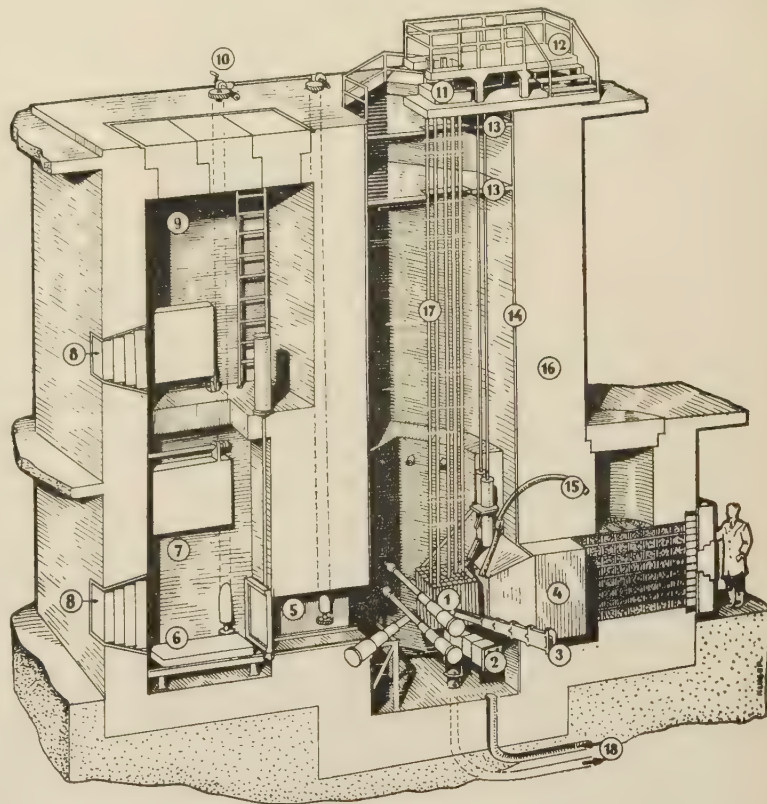


Abb. 49. Schnitt durch den österreichischen Forschungsreaktor ASTRA in Seibersdorf

1 Reaktorcore, 2 Strahlrohr 12", 3 Strahlrohre 6", 4 thermische Säule, 5 Durchlaß, 6 Bestrahlungswagen, 7 untere heiße Zelle, 8 strahlensicheres Fenster, 9 obere heiße Zelle, 10 Antrieb zu 6, 11 Antrieb für Regelstäbe, 12 Bedienungsbrücke, 13 Plexiglasdeckel, 14 Tankauskleidung, 15 Rohrpost, 16 Betonabschirmung, 17 Gestänge für Regelstäbe, 18 Kühlwasser

Forschungsinstituten und bei der Industrie bereits eine gewisse Zahl von gut ausgebildeten Fachkräften verfügbar. Man muß sich dennoch darüber im klaren sein, daß der Abstand zu den Atomgroßmächten, aber auch zu manchen kleineren Ländern, trotz der bisher ergriffenen Maßnahmen ständig im Wachsen begriffen ist.

### 7,5) Reaktorzentrum, Atominstitut, Beteiligungen

Um den Rückstand nicht immer größer werden zu lassen, wurde seitens der Industrie und staatlicher Stellen 1956 die „Österreichische Studiengesellschaft für Atomenergie“ gegründet. Gegenwärtig arbeitet diese Gesellschaft an der Errichtung eines Forschungszentrums bei Seibersdorf in Niederösterreich, für das zunächst rund 130 Millionen Schilling vorgesehen sind.



Kernstück der Anlage ist ein Forschungsreaktor vom Schwimmbad-Tank-Typus mit 5 MW thermischer Leistung (Konstruktion AMF). Der Bau, der zu rund 90% von einheimischen Firmen durchgeführt wird, soll im wesentlichen Ende 1960 abgeschlossen sein. Die Abb. 49 vermittelt eine Vorstellung vom Seibersdorfer Reaktor ASTRA.

Außer dem Reaktor sind in Seibersdorf Laboratorien für Physik, Elektronik, Chemie, Metallurgie, Biologie und Strahlenschutz in Bau. Das Zentrum Seibersdorf hat im Ausland bereits Beachtung gefunden; bei seinem Bau wurde die Leistungsfähigkeit der einheimischen Fachleute und der Industrie unter Beweis gestellt. Das Zentrum sieht seine Hauptaufgabe in der Grundlagenforschung und hat eine enge Zusammenarbeit mit den benachbarten, in Bau befindlichen Laboratorien der IAEA angebahnt.

In der Zwischenzeit wächst im Wiener Prater das *Atominstitut der Hochschulen*, das über einen kleinen wassergekühlten Reaktor TRIGA mit 100 kW Leistung verfügen wird. TRIGA ist insofern interessant, als seine Brennstoffelemente aus Uran und Zirkonhydrid bestehen, das als Moderator wirkt. Diese Konstruktion hat einen stark negativen prompten Temperaturkoeffizienten zur Folge, so daß ein Durchgehen des Reaktors praktisch ausgeschlossen ist.

Österreich ist darüber hinaus an folgenden europäischen Gemeinschaftsprojekten beteiligt:

*Halden*, Norwegen (Betriebsversuche mit einem Schwerwasser-Siedewasserreaktor),

*Dragon*, England (Bau eines Hochtemperatur-Versuchsreaktors),

*Eurochemic*, Belgien (Bau einer Anlage zur Aufarbeitung verbrauchten Brennstoffs), und

*CERN*, Schweiz (kernphysikalische Studien mit großen Teilchenbeschleunigern).

## 7,6) Technische Voraussetzungen

Die zur Errichtung eines Kernkraftwerkes ohne jede äußere Unterstützung erforderliche wissenschaftliche und technische Arbeit ist enorm. Große britische Baukonzerne schätzen den Umfang der Entwicklungsarbeiten auf ein bis zwei „Kilomannjahre“ qualifizierter Tätigkeit. Sie beschäftigen Stäbe mit 300...400 Ingenieuren. Angesichts dieser Zahlen wäre es zur Zeit eine Illusion, von einer selbständigen Entwicklung von Kern-

kraftwerken in Österreich zu sprechen. Österreich wird ausländische geistige Arbeit in Form von Lizenzen, Projekten usw. kaufen müssen.

Auf der anderen Seite ist jede Selbstbemtüchtung unbegründet. Die österreichische Industrie hat beim Bau des ASTRA und des TRIGA wichtige Erfahrungen sammeln und die Anerkennung ausländischer Fachleute erringen können. In der Erkenntnis, daß die Anforderungen des Reaktorbaues weit über die Möglichkeiten eines Einzelbetriebes hinausgehen, haben mehrere österreichische Großbetriebe ihre Anstrengungen vor kurzem in der *Reaktor-Interessengemeinschaft (RIG)* vereinigt. Ziel der RIG ist es zunächst, im Zusammenwirken mit Elektrizitätswirtschaft und Studiengesellschaft für Atomenergie die Bedingungen und Möglichkeiten für das unter 7,3) erwähnte Versuchskernkraftwerk zu untersuchen und gegebenenfalls an Projektierung und Bau mitzuwirken. Auf diese Weise wird der Grundlagenforschung in den einschlägigen Instituten die für die Zukunft entscheidende industrielle Tätigkeit an die Seite gestellt.

Die Beschäftigung mit Fragen der Kernenergie im Rahmen der vorstehend beschriebenen technischen Möglichkeiten ist heute für unsere Industrie zur Notwendigkeit geworden: Sie wird später in einem wirtschaftlich vereinten Europa einer erfahrenen und leistungsfähigen Atomindustrie in England, Frankreich, Deutschland, der Schweiz usw. gegenüberstehen.

## Weiterführende Literatur:

RIEZLER-WALCHER: Kerntechnik. Teubner. 1958.

GLASTONE: Principles of Nuclear Reactor Engineering. Macmillan. 1956.

HÖCKER-WEIMER: Lexikon der Kern- und Reaktortechnik. Frankh. 1959.

CAP: Physik und Technik der Atomreaktoren. Springer. 1957.

ETHERINGTON: Nuclear Engineering Handbook. McGraw-Hill. 1958.

## Bildnachweis:

Geneva Reports 1955: Abb. 21, 22, 29, 38, 41, 43.

Geneva Reports 1958: Abb. 35, 45.

RIEZLER-WALCHER, Kerntechnik (Teubner 1958): Abb. 20, 33, 34, 37, 39.

Atomwirtschaft, (1960) März: Abb. 31.

Nukleonik, (1959) Oktober: Abb. 32.

## Sachverzeichnis:

Abbrand 1,310); 2,108); 2,51); 3,15)  
Abfallbeseitigung 2,54)  
Abschaltstab 2,402)  
Abschirmung 2,111); 5,3)  
Abstellen 2,410)  
AGR 4,24)  
Aktivierung 1,214) 2,112)  
Aktivität 1,210)  
Aktivität, spezifische 1,210)  
Alphazerfall 1,204)  
Anfahren 2,408)  
Anregung 1,206)  
Anreicherung 1,44)  
Arbeitstemperatur 3,44)  
Atom 1,102)  
Atomatterie 1,309)  
Atominstitut Prater 7,5)  
Atomhülle 1,103)

Atomkern 1,103)  
Atomkernenergie 1,3)  
Aufarbeitungsanlage 2,54)  
Beryllium 4,106)  
Beschickungssystem 2,52)  
Bestrahlungsschäden 3,15)  
Betazerfall 1,205)  
Betriebskosten 3,522); 3,53)  
Bindungsenergie 1,305)  
biologischer Schild 2,111); 5,3)  
Blasenkommer 1,215)  
Borzahlrohr 1,215)  
Bremsnutzung 2,102)  
Bremsverhältnis 1,54)  
Brennstoff 3,15)  
Brennstoffelement 3,15; 4,109)  
Brennstofftemperatur 3,32)

Brüten, schnelles 1,213)  
Brüten, thermisches 1,213)  
Brüter 1,45); 4,105); 4,61)  
Brüter, schneller 1,45)  
Brüter, thermischer 1,45); 4,61)  
Brutbedingung 1,45)  
Brutmantel 4,31); 4,61); 4,92)  
Brutreaktor 1,310); 4,61)  
Brutstoff 1,314); 2,112); 4,105)  
Calder-Hall-Reaktor 3,16); 4,110)  
Core 2,111)  
Curie 1,211)  
Deuteron 1,119)  
Diffusionskoeffizient 2,23)  
Diffusionslänge 2,27)  
Diphenyl 3,122)



- Dollar 2,411)  
 doppelter Kreislauf 4,43)  
 Dragon-Reaktor 4,24)  
 Druckröhrenreaktor 4,34)  
 Druckwasserreaktor 3,14); 4,3)  
 Durchbrennen 3,35)  
  
 einfacher Kreislauf 4,42)  
 Umfangquerschnitt 1,52)  
 Einsteinsches Gesetz 1,303)  
 elastische Streuung 1,213)  
 Elektron 1,104)  
 Elektronenvolt 1,105)  
 Element 1,101)  
 Elementarladung 1,104)  
 Elementarteilchen 1,116)  
 Energieeinheiten 1,105)  
 epithermische Neutronen 1,308)  
 Extrapolationslänge 2,27)  
  
 Flüssigmetall 3,123); 4,82)  
 Flüssigmetall-Reaktor 4,71)  
 Flußglättung 3,22); 3,43)  
 Flußwölbung 2,27)  
 Formfaktor 3,22)  
 Fusion 1,306); 6)  
 Fusionsmaschinen 6,2)  
  
 Gammastrahlen 1,114); 1,207)  
 gasgekühlter Reaktor 3,16)  
 Geensche Gleichung 3,34)  
 geschlossener Kühlkreislauf 3,13)  
 Gifte 1,311)  
 Graphit 4,106)  
 Graphitreaktor 2,109); 2,111); 3,14); 4,2)  
 Grundzustand 1,206)  
  
 Halbwertszeit 1,209)  
 Haupttypen v. Reaktoren 4)  
 Heizfläche 3,14)  
 Heizflächenbelastung 3,14)  
 Helium 3,12)  
 heterogener Reaktor 2,109); 4,107)  
 Hochtemperaturreaktor 3,123); 3,16); 4,2)  
 homogener Reaktor 2,101); 4,107); 4,61)  
 Hülse 3,15); 4,109)  
 Hülsentemperatur 3,32)  
  
 inelastische Streuung 1,213); 5,3)  
 Instabilität 6,23)  
 intermediärer Reaktor 2,32); 4,103)  
 inverse Stunde 2,412)  
 Ion 1,113)  
 Ionisationskammer 1,215)  
 Isotop 1,119)  
 Isotope, stabile 1,202)  
 Isotopentrennung 1,122)  
  
 Kalium 3,123)  
 Kapitalkosten 3,521)  
 Kernkräfte 1,301)  
 Kernreaktion 1,212)  
 Kernspaltung 1,213); 1,307); 1,309)  
 Kernspurenemulsion 1,215)  
 Kernsymbol 1,112)  
 Kernumwandlung 1,212)  
 Kernverschmelzung 1,213); 1,305)  
 Kettenreaktion 1,41)  
 Kohlendioxyd 3,121)  
 Kompensationsstab 2,402); 2,51)  
 Konversion 2,51)  
 Konversionsverhältnis 2,51); 4,91)  
 Konverter 1,45); 4,105)  
 Kostenformel 3,53)  
 kritische Gleichung 2,27)  
 kritische Größe 2,107)  
 Krupp-BBC-Reaktor 4,24)  
  
 Kühlkanalfaktoren 3,36)  
 Kühlmittel 3,12); 4,108)  
 Kühlmitteltemperatur 3,32)  
 Kühlkreislauf 2,111)  
 Kühlkreislauf, offener 3,13)  
 Kühlkreislauf, geschlossener 3,13)  
 Kühlung 3,1)  
 künstliche Radioaktivität 1,203)  
 Kugelhafen Reaktor 4,24)  
  
 Langzeitverhalten 2,416)  
 Lebensdauer 2,403)  
 Leistung 2,54); 3,2)  
 Leistung, spezifische 3,24)  
 Leistungsdichte 3,24)  
 Leistungskoeffizient 2,415)  
  
 magnetisches Moment 1,117)  
 magnetische Falle (Flasche) 6,26)  
 Magneto-Hydrodynamik 6,13)  
 makroskopischer Wirkungsquerschnitt 1,51)  
 Masse 1,118)  
 Massendefekt 1,305)  
 Masseneinheit 1,304)  
 Massenzahl 1,111)  
 Materialkosten 3,54)  
 maximale Dosis 5,2)  
 maximal denkbarer Unfall 5,6)  
 maximal glaubhafter Unfall 5,6)  
 Megawattage 1,310)  
 mikroskopischer Wirkungsquerschnitt 1,51)  
 Moderator 1,120); 1,54); 4,106)  
 Monitor 5,4)  
 Multiplikationsfaktor, effektiver 2,104)  
 Multiplikationsfaktor, unendlicher 2,103)  
  
 Nachwärme 2,410)  
 Nachweis von Strahlung 1,215)  
 Natrium 3,123)  
 Natrium-Graphitreaktor 4,72)  
 Natururan 2,101)  
 Natururan-Graphitreaktor 2,109); 3,15); 4,2)  
 Nebelkammer 1,215)  
 Neutron 1,109)  
 Neutron-Proton-Verhältnis 1,302)  
 Neutronen, epithermische 1,308)  
 Neutronen, prompte 1,46)  
 Neutronen, schnelle 1,309)  
 Neutronen, thermische 1,308; 1,52)  
 Neutronen, verzögerte 1,47)  
 Neutronenalter 2,24)  
 Neutronenbilanz 2,102)  
 Neutronenbremsung 1,54)  
 Neutronenenergie 1,308); 4,103)  
 Neutronenfluß 2,21); 3,21); 3,22)  
 Neutronengifte 2,108); 2,413)  
 Neutronenquelle 2,408)  
 Neutronenreaktionen 1,213)  
 Neutronentemperatur 2,25)  
 Nukleonen 1,107)  
  
 offener Kühlkreislauf 3,13)  
 Optimalisierung 3,4)  
 Ordnungszahl 1,110)  
 organisch moderierter Reaktor 4,5)  
 organische Stoffe 4,106)  
  
 Paarbildung 1,115)  
 Photon 1,114)  
 Pinch-Effekt 6,22)  
 Pinch-Maschinen 6,24)  
 Plasma 6,13)  
 Plasma-Spaltungsreaktor 1,309)  
 Plutonium 1,212); 1,213); 2,53); 3,46)  
  
 Positron 1,115)  
 prompt kritisch 2,406)  
 prompte Neutronen 1,46)  
 prompte Periode 2,405)  
 Proton 1,108)  
 Pumpleistung 3,45)  
  
 Radioaktive Stoffe 1,201)  
 Radioaktivität 1,2)  
 Reaktionsrate 2,22)  
 Reaktivität 2,106)  
 Reaktivitätskoeffizient 4,61)  
 Reaktor, gasgekühlter 3,16)  
 Reaktor, heterogener 2,109)  
 Reaktor, homogener 2,101)  
 Reaktor-I. G. 7,6)  
 Reaktor, intermediärer 2,32)  
 Reaktor, organisch moderierter 4,5)  
 Reaktor, schneller 2,31)  
 Reaktor, thermischer 2,31)  
 Reaktor, wassergekühlter 3,16)  
 Reaktordynamik 2,4)  
 Reaktorgleichung 2,26)  
 Reaktorkontrolle 2,402)  
 Reaktorleistung 3,2)  
 Reaktormaterialien 2,112)  
 Reaktorperiode 2,405)  
 Reaktortypen 4,1)  
 Reaktorzentrum Seibersdorf 7,5)  
 Reflektor 2,110)  
 Regelstab 2,402)  
 Resonanzefang 1,53)  
 Resonanzgebiet 1,52); 1,53)  
 Resonanzspitzen 1,52)  
 Röntgenstrahlen 1,114)  
 Ruhmasse 1,116); 1,118)  
  
 Saatelemente 3,22) 4,31)  
 Schild, biologischer 2,111); 5,3)  
 Schild, thermischer 2,111); 5,3)  
 Schlacken 1,311)  
 schnelle Neutronen 1,309)  
 schnelle Reaktoren 4,103)  
 schnelle Spaltung 1,42)  
 schneller Brüter 2,31); 4,92)  
 schneller Reaktor 2,31); 3,14); 4,6)  
 Schnellspaltfaktor 2,102)  
 Schnellspaltung 2,102)  
 schweres Wasser 1,120); 2,101); 3,122); 4,106)  
 Sechsfaktorformel 2,105)  
 Sekundärneutronen 1,43)  
 Shippingport 4,31)  
 Sicherheit 5)  
 Sicherheitsbehälter 5,5)  
 Sicherheitsbericht 5,6)  
 Sicherheitsforderungen 5,5)  
 Sicherheitskoeffizienten 3,36)  
 Sicherheitssystem 5,5)  
 Sickerverluste 2,26)  
 Siedewasserreaktor 4,4)  
 Spaltenergie 1,310)  
 Spaltkammer 1,215)  
 Spaltneutronen 1,309)  
 Spaltprodukte 1,309); 1,311); 2,54); 3,15)  
 Spaltstoffe 1,313); 2,112); 4,104)  
 Spaltung, schnelle 1,42)  
 Spaltung, thermische 1,42)  
 Spaltungsfragmente 1,309); 1,313)  
 Spaltzone 2,111)  
 Spaltungsquerschnitt 1,52)  
 spezifische Aktivität 1,210)  
 spezifische Leistung 3,24)  
 Spiegelmaschine 6,26)  
 Spin 1,117)  
 stabile Isotope 1,202)  
 stabile Periode 2,405)  
 Startunfall 2,409)  
 Stellarator 6,25)



Strahlenbeständigkeit 2,112)  
 Strahlenschutz 5)  
 Strahlenüberwachung 5,4)  
 Strahlungseinfang 1,213)  
 Streuung 1,52); 1,53)  
 Streuung, elastische 1,213)  
 Streuung, inelastische 1,213)  
 Stromkosten 3,15); 7,3)  
 Szintillationszähler 1,215)  
 Teilchenbeschleuniger 6,11)  
 Temperatureffekt 2,108)  
 Temperaturkoeffizient 2,415); 4,82)  
 Terphenyl 3,122)  
 thermische Neutronen 1,308); 1,52)  
 thermische Nutzung 2,102)  
 thermische Spaltung 1,42)  
 thermischer Brüter 1,45; 4,6)  
 thermischer Reaktor 2,31); 3,12); 4,103)  
 thermischer Schild 2,111); 5,3)  
 thermonukleare Reaktion 6,12)  
 Thermo-Elementreaktor 1,309)

Thorium 1,213); 1,313)  
 totaler Wirkungsquerschnitt 1,51)  
 Triton 1,119)  
 Tröpfchenmodell 1,301)  
 Überhitzung 4,44)  
 Überschußreaktivität 2,108)  
 unterkritisch 2,407)  
 Unterkühlungsfall 2,416)  
 Uran-233 1,213)  
 Uran-235 1,309; 1,53)  
 Uran-238 1,213); 1,322); 1,53)  
 Uran, angereichertes 1,121)  
 Uran, natürliches 1,121)  
 Uranisotope 1,121)  
 Urankarbid 3,15)  
 Uranoxyd 3,15)  
 Verbleibfaktor 2,104)  
 Verschlackung 2,51)  
 Verseuchung 3,15)  
 verzögerte Neutronen 1,47)

Wasser 3,122); 4,1)  
 Wasser-Graphitreaktor 4,71)  
 Wasser, schweres 1,120); 2,101); 3,122); 4,4)  
 wassergekühlter Reaktor 3,16)  
 Wasserkraft 7,2)  
 Wasserstoffbombe 1,306)  
 Wirkungsgrad 3,34)  
 Wärmeabfuhr 3,11)  
 Wärmequellen 3,23)  
 Wiederaufarbeitung 2,54)  
 Wirkungsquantum 1,114)  
 Wirkungsquerschnitt 1,51); 1,52); 1,53)  
 Xenongipfel 2,414)  
 Xenonvergiftung 2,413)  
 Zählrohre 1,215)  
 Zeitverhalten 2,401)  
 Zerfallsgesetz 1,208)  
 Zerfallskonstante 1,208)  
 Zerstreuung 1,115)  
 Zeta 6,25)

## Nachrichten des Österreichischen Elektrotechnischen Komitees der IEC

DK 389.64 (100)

### Übersicht über die abgeschlossenen und im Ausdruck befindlichen Arbeiten des TC 15 der IEC

Arbeitsprogramm und Entwicklungsstufe der Punkte, die das Technische Komitee Nr. 15 bis Ende März 1960 behandelt hat

Punkt Nr.	Bezug	Punkt	Vorbereitet durch	wird bearbeitet durch	Entwicklungsstand März 1960
1	15 (C. O.) 20	Elektrische Durchschlagsfestigkeit bei Kraftstromfrequenzen	AG 1	TK	E
2	15 (C. O.) 22	Isolationswiderstand von festen Isoliermaterialien	AG 2	TK	E
3	15 (Secr.) 22	Zurichtungen für die Isolationswiderstandsmessungen	AG 2	TK	C
4	15 (Secr.) 23	Zellen für Flüssigkeiten	AG 2	TK	C
5	—	Spannungsfestigkeit	AG 4	AG	A
6	— <sup>1)</sup>	Enzyklopädie	AG 5	AG	A <sup>1)</sup>
7	15 (Secr.) 19	Dielektrizitätskonstante und Verluste unter 1 000 MHz	AG 7	TK	E
8	15 (C. O.) 19	Thermische Dauerhaftigkeit von Magnetdrähten I. Teil	AG 7	TK	E
9	15 (C. O.) 21	Thermische Dauerhaftigkeit von elektrischen Isoliermaterialien	AG 7	TK	E
10	—	Strahlungseinwirkung	AG 8	AG	A
11	—	Vergleich der elektrischen Durchschlagsfestigkeit bei verschiedenen Elektroden	AG 1	AG	A
12	—	Zurichtung (allgemein)	AG 2	AG	A

Punkt Nr.	Bezug	Punkt	Vorbereitet durch	wird bearbeitet durch	Entwicklungsstand März 1960
13	—	Einwirkung der Temperatur auf die Kriechstrecken	AG 3	AG	A
14	—	Grund der Streuung bei Kriechstrommessungen	AG 3	AG	A
15	—	Dielektrizitätskonstante und Verlust zwischen 1 000 und 36 000 MHz	AG 6	AG	—
16	—	Dielektrizitätskonstante und Verluste bei unterschiedlichen Temperaturen	AG 6	AG	A
17	—	Thermische Dauerhaftigkeit von Isolierlacken	AG 7	AG	A
18	—	Thermische Dauerhaftigkeit: Gebrauch von Statistiken	AG 7	AG	A
19	—	Thermische Dauerhaftigkeit von festen Isoliermaterialien	AG 7	AG	A
20	—	Definition von „nicht-hygroskopischem Material“ <sup>(2)</sup>	AG 9	AG	A

<sup>1)</sup> Der erste Band der Enzyklopädie wurde vom Schweizer Nationalkomitee gedruckt.

<sup>2)</sup> Über Ansuchen des Technischen Komitees (TK) Nr. 18 „Elektroinstallationen in Schiffen“.

A .... Punkte in Bearbeitung bei einer Arbeitsgruppe (AG).

B .... Sekretariatsdokument in Vorbereitung.

C .... Sekretariatsdokument den Nationalkomitees vorgelegt.

D .... Sekretariatsdokument genehmigt.

E .... Zentralamtsdokument den Nationalkomitees vorgelegt.

F .... Zentralamtsdokument genehmigt.

G .... IEC-Empfehlung gedruckt.



## Berichtigung

IEC-Publikation Nr. 52. Empfehlungen für Spannungsmessungen mittels Kugelfunkstrecken (eine Angel geerdet). E und M, 77. Jg. (1960), H. 17, S. 392.

Der Klammerausdruck in der Überschrift und in der dritten Zeile des Textes soll richtig lauten: (eine Kugel geerdet).

## Eingelangte Bücher und Schriften

Änderung der VDE-Vorschriften für Zubehör für Leuchtstofflampen VDE 0712<sup>1)</sup>.

Am 1. August 1960 treten die Änderungen VDE 0712, Teil 1 b, Teil 2 a und Teil 6 b der seit 1952 bzw. 1957 gültigen Fassungen der Teile 1, 2 und 6 von VDE 0712 „Vorschriften für Zubehör für Leuchtstofflampen und Leuchtstoffröhren mit Nennspannungen unter 1000 V“ in Kraft.

<sup>1)</sup> In Österreich gelten, entsprechend bis 250 V, die österreichischen Vorschriften für die Elektrotechnik „ÖVE-V 81/1959, Zubehör für Leuchtstofflampen mit Nennspannungen bis 250 V“.

Hiermit werden diese Vorschriften an die neueren Entwicklungen auf anderen Gebieten des VDE-Vorschriftenwerkes angeglichen, insbesondere in Bezug auf die Kennzeichnung der Geräte hinsichtlich der Schutzarten und Schutzmaßnahmen, die Bestimmungen für Isolierstoffe, die Anschlußmittel und die Bemessung der Kriech- und Luftstrecken. Die Änderung zu Teil 2 dieser Vorschriften enthält einige ergänzende Bestimmungen für Vorschaltgeräte und die Änderung zu Teil 6 einige weitere Bestimmungen für Lampen- und Starterfassungen.

Die genannten Änderungen können als Sonderdrucke in Österreich über den ÖVE bezogen werden.

## Mitteilungen

### Ernennungen und Ehrungen

Aus Anlaß der Fertigstellung des Neuen Salzburger Festspielhauses hat der Bundespräsident mit Entschluß vom 14. Juli 1960 unserem langjährigen Mitglied, Herrn Dipl.-Ing. HANNS RUZICKA, das Goldene Verdienstzeichen der Republik Österreich verliehen.

### VDI-Tagungen im Oktober 1960

14. und 15. Oktober (Freitag — Sonnabend)

Aachen

**VDI-Fachgruppe Textiltechnik**

TEXTILTECHNISCHE HERBSTTAGUNG 1960

18. und 19. Oktober (Dienstag — Mittwoch)

Essen

**VDI/AWF-Fachgruppe Getriebetechnik**

**Fachgemeinschaft Getriebe und Antriebselemente des VDMA**

INTERNATIONALE KONFERENZ ZAHNRÄDER UND ZAHNRADGETRIEBE

28. Oktober (Freitag)

Essen

**VDI-FACHGRUPPE BAUINGENIEURWESEN,**

Aluminium-Zentrale e. V.,

Beratungsstelle für Stahlverwendung,

**Architekten- und Ingenieur-Verein e. V.**

ALUMINIUM IM KONSTRUKTIVEN INGENIEUR-BAU

### Die nächste Ausstellung der Fördertechnik (Mechanical Handling Exhibition)

Die nächste Mechanical Handling Exhibition — die größte Ausstellung aller Arten von industrieller Handhabungsausrüstung — wird vom 8. bis 18. Mai 1962 im Londoner Earls Court abgehalten werden.

Es wird dies die achte einer Reihe von alle zwei Jahre stattfindenden Ausstellungen sein, die im Jahre 1948 ihren

bescheidenen Anfang nahmen. Das Anwachsen der Ausstellung in Bezug auf Bedeutung und Besucherzahlen illustriert in eindeutiger Weise die eindrucksvolle Entwicklung der mechanisierten Handhabung in der Industrie. Bei der diesjährigen Ausstellung zeigten über 300 Firmen ihre Erzeugnisse, und die rund 50 000 m<sup>2</sup> große Ausstellungsfläche umfaßte nicht nur die Halle, sondern auch ein Freigelände, auf dem die Anlagen und Geräte bei der Arbeit vorgeführt wurden.

Nach dem außerordentlichen Erfolg der Mechanical Handling Exhibition 1960 gehen bei den Veranstaltern, der Zeitschrift „Mechanical Handling“, schon jetzt Ansuchen um Platzzuteilung für 1962 ein.

Die Londoner Ausstellung der Fördertechnik steht den Herstellerfirmen in aller Welt offen. Nähere Auskünfte erteilt: Mr. H. A. COLLMAN, Dorset House, Stamford Street, London, S. E. 1, England.

### Vorträge im ÖVE

12. Oktober 1960: Vortrag des Herrn Ing. O. WOHLFAHRT (AG Brown, Boveri & Cie., Baden/Schweiz) über: „Versuche zur Bestimmung des Zustandes der Isolation der Statorwicklung von in Betrieb stehenden Hochspannungsgeneratoren“. Zeit: 18.00 Uhr c. t. — Ort: Wien I, Eschenbachgasse 9, II. Stock, Großer Saal.

18. Oktober 1960: In Gemeinschaft mit dem Österreichischen Ingenieur- und Architekten-Verein Vortrag des Herrn Dir. W. KIRSCH (Chemieprodukte G.m.b.H., Leverkusen) über: „Neuere Entwicklungen des Korrosionsschutzes mittels Umhüllungen“. Zeit: 18.00 Uhr c. t. — Ort: Wien I, Eschenbachgasse 9, II. Stock, Großer Saal.

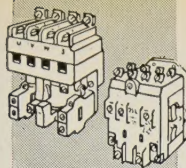
19. Oktober 1960: Vortrag des Herrn Dr.-Ing. LUDWIG WAGNER (ETVA, Wien) „Die europäischen Versuchsfelder für Hochleistung“. Zeit: 18.00 Uhr c. t. — Ort: Wien I, Eschenbachgasse 9, II. Stock, Großer Saal.

26. Oktober 1960: Vortrag des Herrn Dir. Dipl.-Ing. KARL BOBEK (Allgemeine Elektrizitäts-Gesellschaft, Berlin-Grünwald) über: „Bauformen großer elektrischer Maschinen ohne Kühlwasserbedarf“. Zeit: 18.00 Uhr c. t. — Ort: Wien I, Eschenbachgasse 9, II. Stock, Großer Saal.

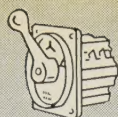
### Anschrift des Verfassers des Aufsatzes dieses Heftes:

Dr. Hans Grumm, Geschäftsführer der Reaktor-Interessengemeinschaft, Wien VI, Joannellgasse 7.

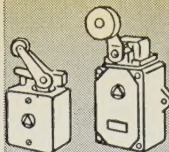




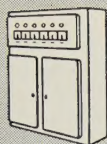
**Luftschütze** bis 80 kW für höchste Beanspruchung. **Schützkombinationen**



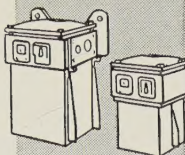
**Handbetätigte Motorschalter** für Ein- und Aufbau



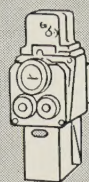
**Endschalter und Schwimmerschalter**, robuste stahl- oder gußgekapselte Ausführung



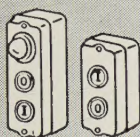
**Halb- und vollautomatische Steuerungen** in Schaltschränken und Schaltpulten zur Steuerung von Arbeits- und Werkzeugmaschinen



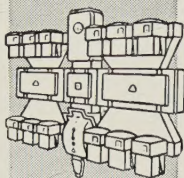
**Ölschütze** bis 500 A und **Schützkombinationen**



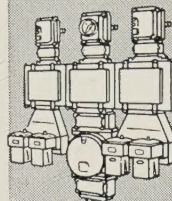
**Explosionengeschützte Schaltgeräte.** Schütze, Sicherungskästen, Kontaktgeber, Handschalter, Magnetventile u. a.



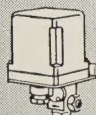
**Druckknopftaster**, auch wasserdicht, mit eingebauter Signallampe, Wahlschalter, mit Schloß u. a.



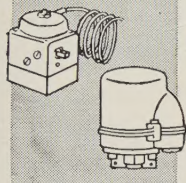
**Stahl- und gußgekapselte Verteilungsanlagen** für jede betriebliche Aufgabe. Solide, schwere Industriearbeit



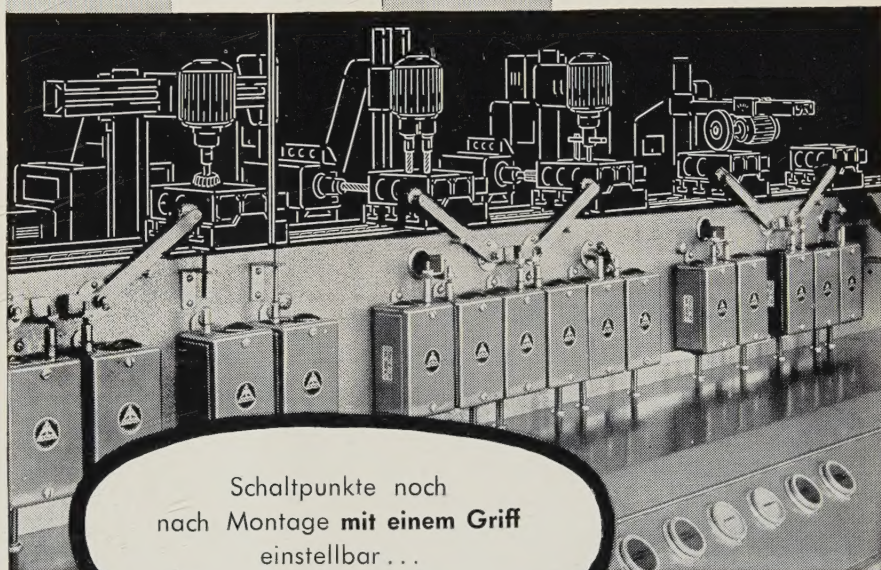
**Explosionengeschützte Steuerungen und Verteilungsanlagen**



**Magnetventile**, Kühlwasserregler



**Temperaturwächter**, Druckwächter und andere Spezialgeräte für die Kälteindustrie



Vertretung:

**Dr. WILH. HEINISCH**

Wien VII, Kirchengasse 19

Postfach 208

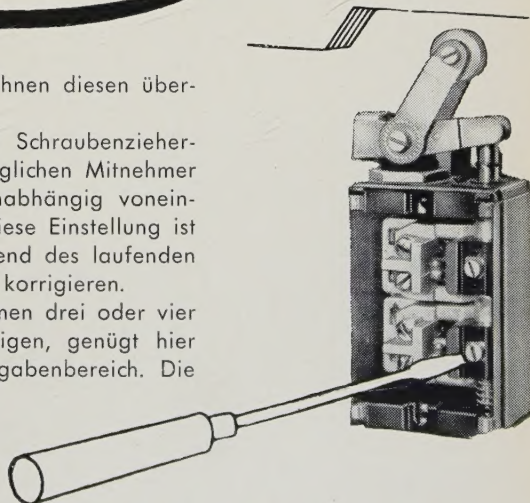
Telefon: 44 86 73, 44 66 92

Telegramme: WILHEINISCH

Nur FANAL-Endschalter bieten Ihnen diesen überlegenden Vorteil!

Ganz leicht – nur durch eine Schraubenzieherdrehung – lassen sich die beweglichen Mitnehmer auf den Schaltstangen ganz unabhängig voneinander verstellen und fixieren. Diese Einstellung ist gut sichtbar und läßt sich während des laufenden Betriebes überprüfen und noch korrigieren.

Wo Sie also bei anderen Systemen drei oder vier verschiedene Grundtypen benötigen, genügt hier ein Gerät für den ganzen Aufgabenbereich. Die Antriebselemente (verschiedene Schaltstangen, Rollenstangen und Rollenhebel) können gegen andere ausgetauscht werden. Die genaue Einstellung der Schaltpunkte, Kombinationen von Öffnern, Schließern und Wischern sowie Abhängigkeiten untereinander, lassen sich noch nach dem Einbau bei Inbetriebsetzung der Maschine im Schalter selbst jederzeit vornehmen.



... besser gleich  
**FANAL-Schaltgeräte**

**METZENAUER & JUNG · WUPPERTAL**





wkm

MASSEKABEL bis 60 kV

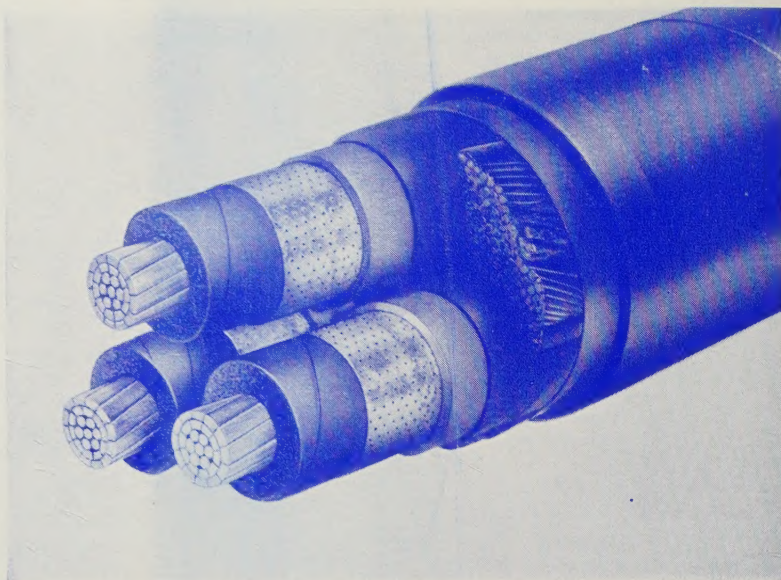
KUNSTSTOFFKABEL  
bis 10 kVFERNMELDEKABEL  
für Orts- und FernverbindungenISOLIERTE LEITUNGEN  
und DRÄHTE  
für Stark- und Schwachstrom

FREILEITUNGSSEILE

\*

Hochwertige Materialien  
Modernste Einrichtungen  
Sorgfältige Fertigung

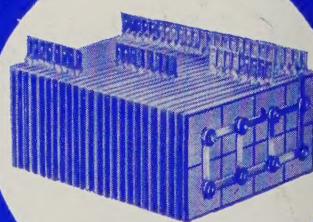
\*



WIENER KABEL- UND METALLWERKE AG.



GLEICHRICHTER

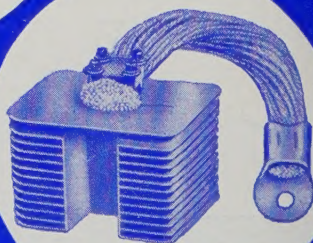


SELENGLEICHRICHTER



SILIZIUMGLEICHRICHTER

SYSTEME



GERMANIUMGLEICHRICHTER

ANLAGEN

SCHRACK

